



**НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ  
КОНФЕРЕНЦИЯ**

**НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ  
ПРОБЛЕМЫ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

**ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ  
27-29 НОЯБРЯ 2019 Г.**

**ОБНИНСК, 2019**



АО «Государственный научный центр Российской Федерации —  
Физико–энергетический институт имени А. И. Лейпунского»

Научно–техническая конференция

**НЕЙТРОННО–ФИЗИЧЕСКИЕ  
ПРОБЛЕМЫ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

27–29 ноября 2019 года

**Тезисы докладов**

Обнинск — 2019

УДК 621.039.51

**Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики:** Сборник тезисов докладов научно-технической конференции / 27—29 ноября 2019 г., Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ. — Обнинск: ГНЦ РФ–ФЭИ, 2019. — 108 с.

В сборнике представлены тезисы докладов научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики», которая проводилась с 27 по 29 ноября в Обнинске на базе ГНЦ РФ–ФЭИ. Тематика докладов отражает решение наиболее актуальных научных и технических задач нейтронно-физических расчетов и реакторных экспериментов в области физики ЯЭУ.

Поступившие материалы публикуются в авторской редакции.

## **Цели и задачи разработок активных зон реакторов БН**

**Б. А. Васильев**

*АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

В течение прошедшего полувекового периода развития быстрых реакторов в нашей стране были разработаны и реализованы проекты реакторов БН-350, БН-600, БН-800. Кроме того, до уровня технических проектов были доведены разработки коммерческого реактора большой мощности, предназначенного для серийного сооружения: в 1990 годы — реактора БН-1600, в 2010 годы — реактора БН-1200.

Основная цель при разработке проектов активных зон для этих реакторов соответствовала цели внедрения в структуру атомной энергетики быстрых реакторов — обеспечение расширенного воспроизводства ядерного топлива (обеспечение КВ больше 1) и полного использования энергетического потенциала урана для снятия ограничений по развитию и долгосрочному функционированию атомной энергетики в части сырьевой базы. Главные дополнительные цели соответствовали основным целям при разработке проектов активных зон любых типов ядерных реакторов для АЭС — обеспечение безопасности и экономичности реакторов. Конкретные требования по достижению этих целей менялись при переходе от проекта к проекту.

В части воспроизводства топлива на начальной стадии разработок ставилась задача достижения максимального КВ (проекты БН-350 и БН-600) и минимального времени удвоения (проект БН-600). Это привело к характерным особенностям проектов российских быстрых реакторов — высокой объемной доли топлива в активной зоне (до 0,44) и высокой теплонапряженности (до 550 МВт/м<sup>3</sup>). БН-350 (пущен в 1973 г.) и БН-600 (пущен в 1980 г.) были прототипами, демонстрационными быстрыми натриевыми реакторами с петлевой и интегральной компоновкой соответственно. Основной успешно решенной задачей при разработке этих реакторов было освоение технологии быстрых натриевых реакторов, создание надежной конструкции. Для ускорения и упрощения освоения реакторной технологии в этих реакторах были применены активные

хоны на диоксидном урановом топливе. Для оценки воспроизводящих характеристик реакторов БН на МОКС-топливе были выполнены расчеты, которые показали, что величина КВ в разработанных активных зонах составит  $\sim 1,35$ , а время удвоения — значение  $\sim 7$  лет при времени внешнего топливного цикла 1 год.

Проекты БН-800 и БН-1600 начали разрабатываться в 1970 годы, и изначально были нацелены на использование МОКС-топлива и достижение высоких воспроизводящих характеристик. В 1984 г. на Белоярской АЭС было начато сооружение реактора БН-800 с созданием общей инфраструктуры для реализации также и проекта реактора БН-1200.

В процессе развития и функционирования атомной энергетики в стране конкретные требования к воспроизводящим характеристикам быстрых реакторов в стратегических документах атомной отрасли менялись — в 1980 годы было снято требование по короткому времени удвоения, в 2000 годы исходя из принципов обеспечения «естественной безопасности» было признано возможным, и целесообразным для экспорта реакторов, исключить внешние зоны воспроизводства и ограничиться КВ  $\sim 1$  непосредственно в активной зоне при использовании в ней более плотного, чем МОКС, нитридного топлива. Для обеспечения возможности наращивания мощностей атомной энергетики и широкого ввода быстрых реакторов при этом рассматривался старт быстрых реакторов, в том числе, на обогащенном урановом топливе. С учетом этих обстоятельств и ориентировки на утилизацию оружейного плутония в реакторе БН-800, введенном в строй в 2014 г., величина КВ была ограничена значением  $\sim 1,0$ .

В проекте коммерческого быстрого реактора БН-1200, разрабатываемого в последнее время, предусматриваются варианты применения активных зон на МОКС и нитридном топливе как с внешними зонами воспроизводства, так и без зон воспроизводства с обеспечением КВ в пределах 1,05—1,35.

В плане обеспечения безопасности реакторов БН наиболее значимые изменения в проектах активных зон произошли после Чернобыльской аварии (1986 г.), после которой сооружение БН-800 было приостановлено.

Во-первых, в нормативной документации по безопасности было сформулировано требование по исключению возможности неуправляемого роста мощности реактора, в том числе и в запроектных авариях. В связи с этим потребовалось ограничить величину натриевого пустотного эффекта реактивности значением менее  $\beta_{эфф}$ . Для достижения этой цели была предложена концепция активной зоны, в которой непосредственно над топливной частью вместо зоны воспроизводства находится натриевая полость и поглощающий экран. Применение такой компоновки привело к уменьшению КВ на  $\sim 0,15$ .

Во-вторых, для снижения возможности тяжелых аварий в конструкцию активной зоны вводятся стержни пассивной аварийной защиты. Для реактора БН-800 была решена задача по созданию системы пассивной аварийной защиты, основанной на принципе гидравлического взвешивания расцепленных поглощающих стержней. Для реактора БН-1200 дополнительно разрабатываются стержни со срабатыванием при опасном превышении температуры натрия на выходе из активной зоны.

Для повышения экономических характеристик реакторов основной задачей является достижение глубокого выгорания топлива. В результате выполненных работ по этому направлению среднее выгорание топлива в реакторе БН-600 удалось увеличить с 40 МВт·сут/кг до 74 МВт·сут/кг, создан хороший задел для достижения в ближайшие годы выгорания до 90 МВт·сут/кг. Другим направлением повышения экономичности является увеличение длительности топливной кампании за счет снижения теплонапряженности при укрупнении твэлов. В проекте БН-1200 предусмотрено снижение теплонапряженности до 230 МВт/м<sup>3</sup>, что дает возможность достижения топливных кампаний до 4—6 лет и увеличения времени между перегрузками с полугода до года. Для дополнительного улучшения экономических показателей рассматриваются варианты гетерогенных активных зон с аксиальной воспроизводящей прослойкой, обеспечивающей уменьшение потери реактивности на выгорание и снижение скорости набора повреждающей дозы на конструкционные материалы ТВС.

По организации выжигания младших актинидов, потенциально возможного в быстрых реакторах, работы пока ведутся на уровне научных исследований и оценок технико-экономической целесообразности.

### Список литературы

1. *Матвеев В.И., Хомяков Ю.С.* Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем: Учебное пособие для вузов. Москва: Издательский дом МЭИ, 2012.
2. *Васильев Б.А., Кузавков Н.Г., Мишин О.В. и др.* «Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600» // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2011, № 1, с. 158—168.
3. *Belov S.B., Vasilyev B.A., Farakshin M.R., Radionycheva A.A.* «Arrangement of the BN-600 reactor core refueling at transition to the increased fuel burnup». International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26—29 June 2017. (IAEA-CN245-386).
4. *Kuznetsov A.E., Vasilev B.A., Farakshin M.R. et al.* BN-800 core with MOX Fuel (ID: CN245-405) // International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, 26—29 June 2017.
5. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.
6. *Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Kiselev A.V., Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Malyshev I.V.* «Specific features of BN-1200 core in case of use of nitride or MOX fuel». International Conference on «Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development», Yekaterinburg, Russian Federation, 26—29 June 2017. (IAEA-CN245-408).

# ДВУХКОМПОНЕНТНАЯ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ

## **Исследование возможности выжигания минорных актинидов в быстром реакторе с металлическим топливом на основе только минорных актинидов**

**В. В. Коробейников**

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск*

**В. В. Колесов, А. М. Терехова, Ю. Е. Каражелевская**

*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Минорные актиниды (МА) — в первую очередь изотопы нептуния, америция и кюрия — привлекают к себе особое внимание из-за своей долгосрочной радиотоксичности. Меры по снижению увеличения количества минорных актинидов пока не принимаются, их общее количество в мире растёт, и достигнет более 200 тонн уже к 2020 году.

Заметим, что минорные актиниды, а также нуклиды, образующиеся в результате захвата ими нейтронов, обладают способностью делиться, поэтому необходимо исследовать, а может ли ядерный реактор работать, если в качестве топлива использовать только их?

В докладе исследована возможность использования в реакторах топлива из одних только МА без урана или плутония. Из результатов сравнения сечений деления и захвата следует, что топливо в виде Am или Np-237 может использовать только реактор на быстрых нейтронах, поскольку в тепловом и промежуточном спектрах сечение захвата существенно превышает сечение деления. Результаты расчетов активных зон модельного быстрого реактора с топливом из одного америция или нептуния-237 продемонстрировали высокую скорость их трансмутации.

В таблице приведены средние по спектру характеристики для Am-241 и Np-237 в быстрых реакторах с америциевым, нептуниевым и MOX-топливом. Среди этих характеристик:

$\sigma_{fiss}$ ,  $\sigma_{capt}$ , барн — средние по спектру сечения деления и захвата,

$P_{fiss}$  — средняя по спектру вероятность деления,

$\alpha$  — отношение сечения деления к сечению захвата,  
 $E_{ср}$ , МэВ — средняя на спектре энергия нейтронов.

Таблица. Средние по спектру характеристики для Am-241 и Np-237 в реакторах с америциевым, нептуниевым и МОХ-топливом

Топливо/ теплоноситель/ нуклид	$\sigma_{fiss}$ , барн	$\sigma_{capt}$ , барн	$P_{fiss}$	$\alpha$	$E_{ср}$ , МэВ
Np-237 / Na / Np-237	5,97E-01	7,38E-01	4,47E-01	1,23E+00	8,30E-01
Np-237 / Pb-Bi / Np-237	5,89E-01	8,93E-01	3,98E-01	1,52E+00	7,47E-01
Am-241 / Na / Am-241	5,02E-01	8,76E-01	3,64E-01	1,74E+00	8,20E-01
Am-241 / Pb-Bi / Am-241	4,60E-01	8,93E-01	3,40E-01	1,94E+00	7,28E-01
МОХ / Pb-Bi / Am-241	2,32E-01	1,699372	1,20E-01	7,32E+00	4,00E-01
МОХ / Pb-Bi / Np-237	3,07E-01	1,468724	1,73E-01	4,78E+00	4,00E-01

Сечения деления и захвата для Am-241 и Np-237 в реакторах соответственно с америциевым, нептуниевым топливом и МОХ-топливом существенно различаются. Средние сечения и вероятности деления минорных актинидов существенно выше для вариантов топлива из минорных актинидов, чем, например, если использовать МОХ-топливо.

Np-237 может быть крайне полезным для получения ценного в различных областях техники и медицины Pu-238, и поэтому вопрос о его выжигании может решаться только при его избытке.

Преимущества реализации к трансмутации МА в реакторах с топливом из одних МА достаточно очевидны. Так, если использовать, например, реактор с урановым или МОХ-топливом для трансмутации, то кроме выжигания «чужих» минорных актинидов, он дополнительно наработает «свои».

## **Преимущества быстрого реактора с физически толстым отражателем из свинца-208**

**А. Н. Шмелёв, В. А. Апсэ, Е. Г. Куликов**

*НИЯУ МИФИ, Москва*

**Г. Г. Куликов**

*ГК «Росатом», Москва*

Показано, что использование  $^{208}\text{Pb}$  в качестве теплоносителя и физически толстого отражателя быстрого реактора вместо природного свинца позволяет добиться следующих преимуществ.

1. Получить более высокий поток замедленных и эпитепловых нейтронов в отражателе, который сохраняется при значительном удалении от активной зоны, что можно использовать для трансмутации долгоживущих продуктов деления.

2. Существенно, примерно на 20 %, уменьшить критическую загрузку плутония.

3. Значительно (примерно на три порядка) удлинить среднее время жизни мгновенных нейтронов, что позволит существенно улучшить ядерную безопасность реактора при реактивных авариях.

4. Разместить систему управления и защиты (СУЗ) над активной зоной (АЗ) и тем самым регулировать работу реактора без изменения нейтронно-физических свойств самой АЗ. Причем вес СУЗ в свинце-208 примерно в 2 раза больше, чем в природном свинце, а вес СУЗ в свинце-208 даже при использовании мало поглощающего изотопа бора-11 больше, чем в природном свинце с сильно поглощающим изотопом бором-10. Это открывает возможность использовать в СУЗ природную смесь изотопов бора без изотопного обогащения.

Если окажется возможным выбрать вес СУЗ, расположенных в АЗ, меньше эффективной доли запаздывающих нейтронов, а остальные необходимые изменения реактивности реактора (на выгорание топлива, Доплер-эффект и т. д.) обеспечит СУЗ над АЗ, т. е. за счет нейтронов утечки, то АЗ только на своих собственных мгновенных нейтронах без нейтронов утечки, возвращающихся из отражателя, будет заведомо подкритической. В таком быстром реакторе отсутствует опасность развития реактивной аварии на мгновенных нейтронах АЗ. А в случае реактивной аварии с учетом нейтронов отражателя, ее развитие будет существенно более медленным из-за большого времени жизни нейтронов отражателя.

5. Увеличить Доплер-эффект примерно в 1,5 раза.

Таким образом, переход в быстром реакторе с природного свинца на радиогенный свинец с преимущественным содержанием  $^{208}\text{Pb}$  в качестве не только теплоносителя, но и физически толстого отражателя, открывает возможность получить ряд нейтронно-физических, технико-экономических, а также трансмутационных преимуществ.

## **Влияние неопределенностей технологических параметров на нейтронно-физические характеристики ВТГР и изотопный состав топлива в процессе облучения**

**А. В. Гроль, В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Целью данной работы является оценка неопределенностей коэффициента размножения нейтронов и изотопного состава топливной композиции высоко-температурного газоохлаждаемого реактора (ВТГР), обусловленных неопределенностью технологических параметров топлива при его изготовлении (геометрических размеров и состава материалов). Для оценки нейтронно-физических характеристик в ходе кампании реактора использовалась модель топливного блока реактора МНТГР-350.

Для оценки неопределенности и коэффициентов чувствительности используется программа SUSAN 4.0 (Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses). Анализ основан на проведении многократных расчетов с применением программы WIMSD-5 с наборами случайно выбранных значений входных параметров и вычислении параметров распределения (математического ожидания, стандартного отклонения) исследуемых функционалов на основе результатов этих оценок.

### **Список литературы**

1. *Ortensi J. et al*, "Prismatic Coupled Neutronics/Thermal Fluids Transient Benchmark of the MHTGR-350 MW Core Design: Benchmark Definition", OECD Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC DRAFT (03/01/2013).
2. *Bowman S.M.*, "[SCALE 6: Comprehensive Nuclear Safety Analysis Code System](#)," *Nucl. Technol.* **174**(2), 126-148, May 2011.
3. *Askew J.R, Fayers F.J., Kemshell P.B.* "A General Description of the Lattice Code WIMS", JBWES, Oct. 1966, p.564.
4. *Kloos M.*, "SUSAN Version 4.0. User's Guide and Tutorial", GRS-P-5, Rev.1, January, 2015.
5. *Maki J.T.*, *AGR-1 Irradiation Experiment Test Plan*, INL/EXT-05-00593, Rev. 3, 2009.
6. NEA, *Temperature effect on reactivity in VHTRC 1 core*, VHTRC GCR EXP 001, CRIT COEF, NEA/NSC/DOC(2006)2, 2006.
7. *Collin B.P. and Humrickhouse P.W.*, *AGR-3/4 Irradiation Experiment Test Plan*, PLN-3867, Rev. 0, October 2011.

## **О трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевом реакторе-сжигателе**

**М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко,  
Д. В. Хмельницкий**

*ФГУП «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина»,  
Снежинск*

Одной из приоритетных задач ядерной энергетика является уменьшение объемов накопленных радиоактивных отходов путем утилизации минорных актиноидов (изотопы Np, Am и Cm), а при возможности и долгоживущих продуктов деления. В настоящее время в качестве одного из подходов к решению этой задачи предлагается их трансмутация в специализированном жидкосолевом реакторе-сжигателе (ЖСР-С).

Цель работы — определение предельных характеристик трансмутации минорных актиноидов в ЖСР-С и режимов работы реактора, в которых они реализуются. По результатам расчетов нейтронно-физических характеристик и эволюции нуклидного состава топлива продемонстрирована принципиальная возможность существования оптимального равновесного режима трансмутации минорных актиноидов в ЖСР-С. В таком режиме, который достигается поддержанием определенной концентрации актиноидов, в топливную композицию реактора добавляются только фториды этих элементов, а извлекаются продукты деления. При концентрации актиноидов ниже оптимальной для обеспечения критичности реактора необходимо в топливо подпитки вместо некоторого количества минорных актиноидов добавлять плутоний, уменьшая тем самым производительность трансмутации. В случае превышения оптимальной концентрации актиноидов для поддержания критического состояния в равновесном режиме необходимо извлекать часть топлива с высоким содержанием изотопа  $^{238}\text{Pu}$ . Показано, что значение оптимальной концентрации определяется, в основном, геометрией реактора и относительно слабо зависит от состава топлива подпитки, вида солевого растворителя и режима переработки топливной композиции.

## **Анализ конкурентоспособности проекта энергоблока БН нового поколения с учётом системных требований**

**П. Н. Алексеев, А. Л. Баланин, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

**А. А. Андрианов**

*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

**М. В. Баканов, П. С. Теплов**

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

**А. В. Гулевич, В. М. Декусар, А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев**

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск*

**Е. В. Марова, А. М. Маслов, М. Р. Фаракшин, С. Ф. Шепелев**

*АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

Решением президиума НТС ГК «Росатом» 26 декабря 2018 года одобрена «Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года» (далее Стратегия), которая определила повышение экономического результата Госкорпорации в России и на глобальном рынке как ключевую тактическую цель, достижение которой обеспечивается через создание конкурентоспособного продукта для включения в двухкомпонентную систему ядерной энергетики страны и для поставок за рубеж. При этом сформулированы задачи снижения удельной приведенной стоимости электроэнергии (LCOE), генерируемой ядерной энергетической системой (ЯЭС), повышения референций по современным технологиям реакторных систем и компонентов ядерного топливного цикла для расширения рыночных возможностей в ближнесрочной перспективе, в среднесрочной перспективе решение задач снижения потребления природных ресурсов и обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО), а в долгосрочной перспективе достижение стратегической цели — полное замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и выход двухкомпонентной ЯЭС в режим самообеспечения топливом. Для решения данной задачи в XXI веке необходимо, как развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с минимальной начальной загрузкой и высокой избыточной наработкой топлива, так и реализация возможности эффективной работы тепловых реакторов в замкнутом ЯТЦ с минимальной подпиткой топливом из реакторов на быстрых нейтронах.

Конкурентоспособность продукта понятие комплексное, включающее формирование предложения на всем жизненном цикле АЭС, эффективные операционные издержки на всех этапах цепочки создания стоимости и низкую LCOE на АЭС российского дизайна, при обеспечении высокой безопасности эксплуатируемых и сооружаемых объектов. В настоящей работе эти вопросы рассматриваются в аспекте формирования двухкомпонентной ядерной энергетической системы страны. Поставленные в Стратегии и других документах

верхнего уровня задачи обуславливают развитие имеющихся и создание новых методик расчетно-аналитического обоснования управленческих и технических решений в обеспечение развития ЯЭС, включающих программы на базе технико-экономических моделей, сценарно-динамического анализа, анализа технологий с использованием матрицы конкурентных преимуществ.

В докладе представлены результаты анализа вариантов развития ЯЭС страны на базе синергетического взаимодействия ключевой технологии реакторов типа ВВЭР (действующих и проектируемых в рамках развития этой технологии) и технологии быстрых натриевых реакторов с использованием многокритериального подхода. В исследованиях учитываются экономические показатели и показатели, характеризующие системную роль энерготехнологий, такие как безопасность, влияние на экологию, уровень готовности и риски реализации, перспективы развития, включая оценку доступности и эффективности использования ресурсов, состояние инфраструктуры. Показано, что создание эффективной двухкомпонентной ЯЭС обеспечивается в результате их совместного развития и использования.

### **Список литературы**

1. *Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Декусар В.М. и др.* Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН / ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2018, № 2

## **К вопросу о цене плутония в двухкомпонентной ЯЭС**

**В. М. Декусар, О. С. Гурская**

*АО «ГНЦ РФ—ФЭИ им. А.И. Лейпунского», Обнинск Калужской обл.*

Замыкание ядерного топливного цикла АЭ приводит к появлению в ЯЭС второго, помимо энергии, продукта — вторичных ядерных материалов, содержащихся в ОЯТ. Среди них наибольший интерес представляет плутоний — как дополнительный, в настоящее время, энергетический ресурс АЭ.

Производство плутония в настоящее время никак не влияет на технико-экономические показатели АЭС. Но затраты АЭС на производство плутония фактически включаются в топливную составляющую стоимости производства электроэнергии и, в конечном итоге, оплачиваются в составе тарифа на электроэнергию. Разделить затраты на производство электроэнергии и производство плутония, которое всегда имеет место при облучении ядерного топлива на основе урана, при таком подходе практически невозможно.

В докладе изложена возможная расчетная методика для определения стоимости плутония, нарабатываемого в быстрых реакторах двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами. Методика базируется на системном подходе, при котором учитывается возможный рост доходов в ЯЭС за счет ро-

ста продаж вовне природного урана, высвобождаемого при замене тепловых реакторов быстрыми реакторами с МОКС-топливом на основе наработанного в ЯЭС плутония. При этом наряду с продажей природного урана может рассматриваться продажа по рыночной стоимости и других продуктов, изготовленных на его основе, например, обогащенного урана или ТВС для теплового реактора.

В работе получены соотношения, которые связывают основные топливные характеристики рассматриваемых ядерных реакторов и экономические параметры, характеризующие эффективность ядерных реакторов и топливного цикла ЯЭС.

С использованием изложенной в настоящей работе методики проведено расчетное исследование удельной приведенной стоимости плутония в двухпродуктовой модели ЯЭС. Результаты расчетов во всех рассмотренных случаях показывают на весьма значительную удельную приведенную стоимость плутония. Сравнение полученной стоимости плутония, базирующейся в конечном итоге на энергетическом эквиваленте плутония и урана, и стоимости плутония, определенной на основании затрат на заключительную стадию топливного цикла (извлечение плутония из ОЯТ), показывают, экономическую эффективность замыкания топливного цикла даже при существующих ценах на уран.

Предлагаемая методика может оказаться полезной при сравнении технико-экономических показателей ЯЭС с различными типами реакторов.

**Ключевые слова:** замыкание ядерного топливного цикла, технико-экономические показатели, стоимость плутония, топливная составляющая стоимости, дополнительный доход, быстрый и тепловой реакторы.

### Список литературы

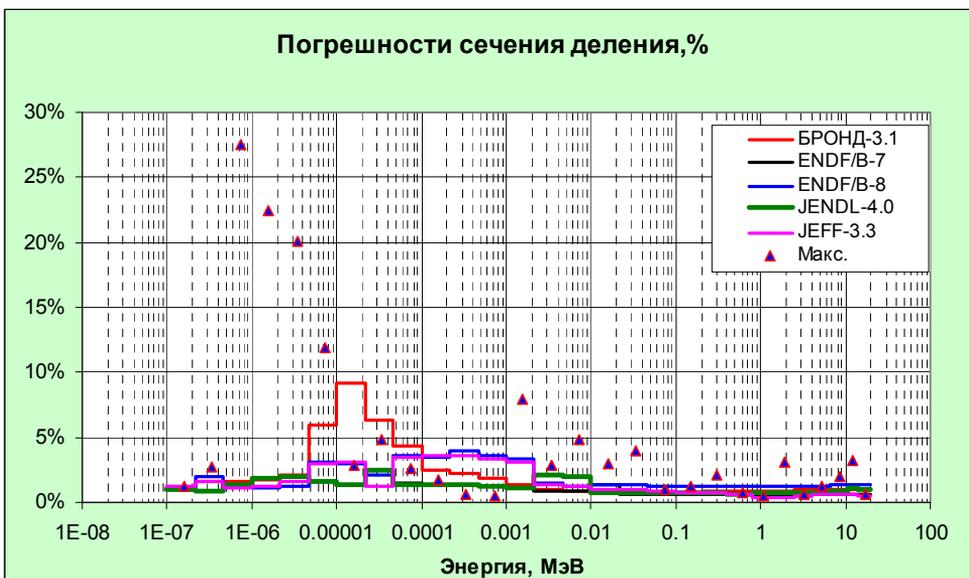
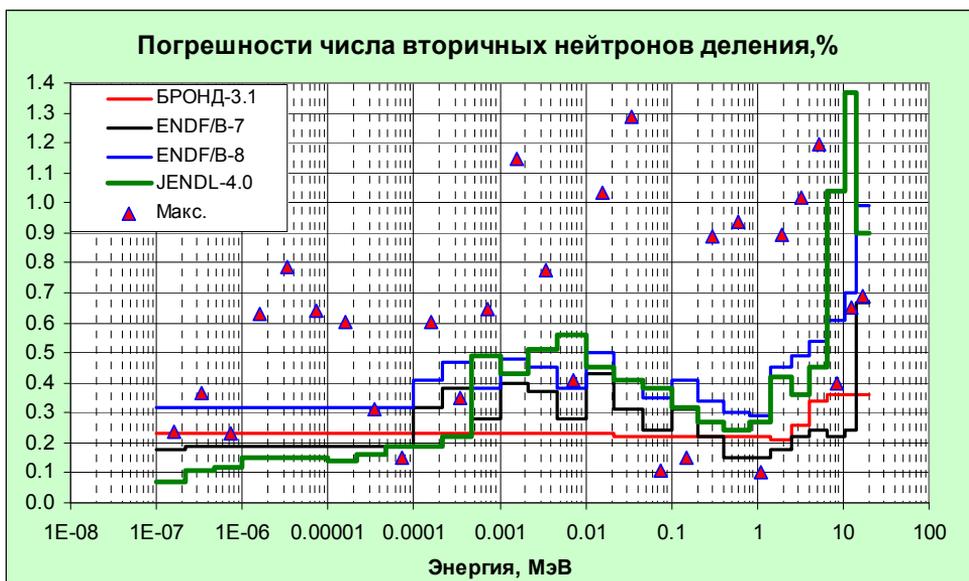
1. *Алексеев П.Н. и др.* Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. академика РАН Пономарева-Степного Н.Н. – М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. – 159 с.
2. Экономика ядерного топливного цикла, ОЭСР/АЯЭ. / Пер. с англ. Информ-Атом. – Москва: ЦНИИАтоминформ. – 1999. – 141 с.
3. *Декусар В.М., Колесникова М.С., Чижикова З.Н.* Методика и программа расчета топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами: Препринт ФЭИ-3243. Обнинск, 2014.

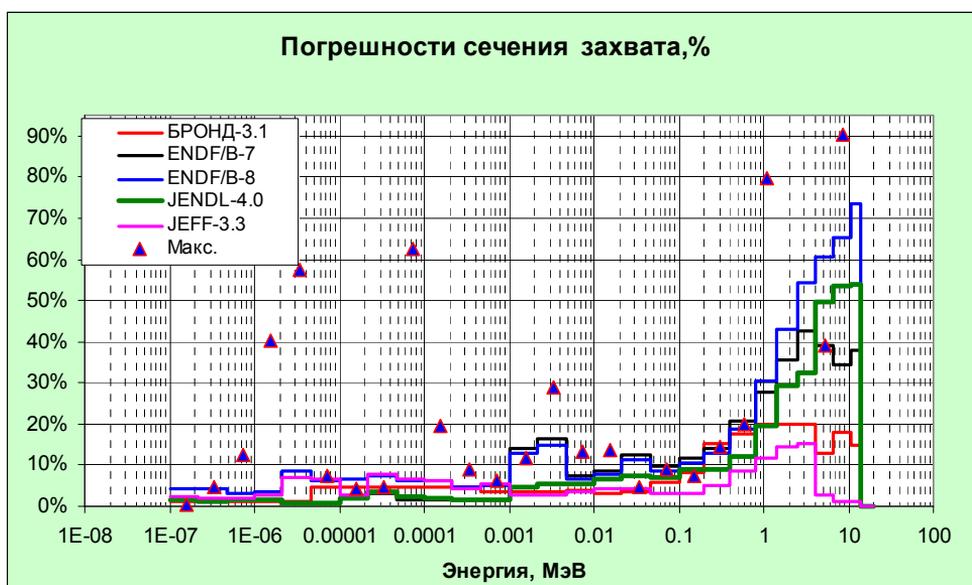
## Обеспечение реакторов грядущего поколения ядерными данными

О. Н. Андрианова, Г. М. Жердев, Т. С. Кислицына, М. Н. Николаев

АО «ГНЦ РФ—ФЭИ им. А.И. Лейпунского», Обнинск Калужской обл.

На прилагаемых рисунках различные оценки погрешностей основных нейтронных данных плутония-239 сравниваются между собой и с максимальным различием групповых значений этих данных, рассчитанных на основе современных библиотек оцененных данных.





Как видно, расхождения, на порядок превышают даже самые пессимистичные оценки погрешностей, что свидетельствует о недопустимо низкой надёжности современных данных о нейтронных характеристиках плутония-239. Особенно поражает резкое повышение сечений деления и захвата в области низколежащих резонансов, надёжность данных в которой до 2010 г. сомнению никак не подвергалась и во всех библиотеках была принята одна и та же оценка.

Положение дел с данными для более тяжелых изотопов плутония может быть только худшим. Необходимость совершенствования нейтронных данных для достижения приемлемой точности расчёта нейтронно-физических характеристик реакторов со смешанным уран-плутониевым топливом очевидна. Ниже формулируются основные этапы дорожной карты для решения этой задачи.

**1. Фиксация «исходной точки» — отраслевого стандарта оцененных ядерных данных.** Предлагается принять для нейтронных данных национальную библиотеку РОСФОНД, а также основанную на ней базу данных констант для расчёта реакторов и защиты, включающую помимо нейтронных данных и данные для гамма-излучения и характеристики радиоактивного распада нуклидов. Хранение отраслевого стандарта должно обеспечиваться службой Главного метролога, а обоснования его периодических (раз в 3–5–10 лет) обновлений должны одобряться Комиссией по ядерным данным при этой службе.

Целесообразно стандартизовать и алгоритмы использования стандартных ядерных данных в инженерных программах расчёта полей излучения и их функционалов

**2. База данных интегральных экспериментов,** необходимых для совершенствования отраслевого стандарта. Возможности повышения точности нейтронных данных путём их непосредственного измерения в дифференциальных экспериментах истощены и интегральные эксперименты на критических сборках и энергетических реакторах являются единственной опорой для совер-

шенствования константного обеспечения. Предлагается включить в базу данных для обоснования грядущих реакторов все эксперименты из справочника ICSBER, информативные по отношению к этим реакторам и соответствующим установкам топливного цикла и пополнять их за счёт экспериментов на стендах БФС (как уже выполненных, но не включенных в ICSBER, так и тех, что будут выполняться по заданиям Росатома и международным контрактам). Крайне желательно включить в эту базу данных и данные по изменению нуклидного состава топлива в процессе выгорания, которые были получены или могут быть получены на реакторах БН-800, БН-600, БОР-60. Обоснования включения результатов экспериментов в отраслевую базу данных не должны уступать принятым в ICSBER. Решение о пополнении этой базы новыми данными принимается Комиссией по ядерным данным.

**3. Развитие методов уточнения расчётных предсказаний** и их реализация для совершенствования отраслевого стандарта. Методы использования интегральных экспериментов для повышения точности расчётных предсказаний ядерно-физических характеристик реакторов и защиты описаны во множестве диссертаций и отчётов и не систематизированы. Все они предполагают, что распределение погрешностей, тогда как из приведенных рисунков видно, что это не так. Срочно требуется систематизировать методики корректировки ядерных данных на основе интегральных экспериментов выявить их недостатки, наметить пути их устранения. Первоочередной задачей является компиляция достаточно полной и непротиворечивой библиотеки погрешностей нейтронных данных, которую можно было бы включить в отраслевой стандарт и рекомендовать к использованию в процедурах корректировки. Аналогичная работа требуется и для выявления и устранения противоречий в оценках результатов интегральных экспериментов.

**4. Обоснование требуемой точности расчётных предсказаний** ядерно-физических характеристик грядущих реакторов. Требования безопасности и экономической эффективности АЭС с реакторами грядущих поколений влекут за собой снижение возможностей компенсации проектных просчётов средствами, предусмотренными конструкциями реакторных установок. Так предельно большой диаметр активной зоны БН-1200 минимизирует возможности компенсации просчётов в критичности за счёт вариации размера активной зоны. В реакторах с естественной безопасностью (в частности БРЕСТ-ОД-300) расчёты должны обеспечить не только высокую точность расчёта коэффициента размножения, но и его производной по времени выгорания.

**5. При условии решения задач, сформулированных для предыдущих этапов,** решение проблемы обеспечения реакторов грядущего поколения достаточно надёжными ядерными данными может быть решена в течение 6–10 лет при условии существования непрерывно функционирующей группы анализа результатов интегральных экспериментов и совершенствования отраслевого стандарта. Эффективность и результаты деятельности этой группы должны находиться под контролем упомянутой выше Комиссии по ядерным данным при Главном метрологе отрасли.

## **Исследование возможности замыкания топливного цикла для реактора ВВЭР-1000**

**В. В. Семишин, О. Ю. Кавун**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

В данной работе проведено исследование нейтронно-физических характеристик топливных загрузок с использованием регенерированного топлива и выполнен расчетный анализ возможности применения регенерированного топлива в реакторах типа ВВЭР-1000 при многократном повторном использовании. Для решения данной задачи был произведен трехмерный нейтронно-физический расчет активной зоны стационарных топливных загрузок с использованием регенерированного топлива, и проведено исследование основных характеристик топливного цикла. Рассматривались два типа регенерированного топлива: топливо на основе регенерированного урана с разделением плутония и урана из отработавшего топлива и топливо из смеси плутония и урана, выгружаемых из реактора. Проведенный анализ показал возможность применения регенерированного и ремикс-топлива в реакторах типа ВВЭР-1000 при многократном повторном использовании.

## **Уточнения нейтронно-физической модели реактора СМ-3 для расчётов с использованием имитатора IMCOR\_SM**

**Н. Ю. Марихин, М. Ф. Валишин**

*АО «ГНЦ — Научно-исследовательский институт атомных реакторов», Димитровград*

При расчётном сопровождении эксплуатации ядерных реакторов наиболее востребованными являются расчёты по прецизионным программам на основе подробных моделей активной зоны, позволяющие предсказать характеристики предстоящей кампании реактора или рассчитать условия облучения в нём материалов. Особую важность подобные расчёты приобретают при обосновании модернизации реактора или загрузке новых облучательных устройств. При небольших изменениях в компоновке активной зоной можно на основе эксплуатационных данных оценить величину систематической ошибки расчётной модели, возникающей из-за упрощений при описании активной зоны, а затем в дальнейшем делать соответствующую поправку. Когда же происходят существенные изменения в активной зоне, например при модернизации реактора, к таким поправкам уже нельзя прибегать, поскольку подобный подход может привести к появлению дополнительной неопределённости в расчётах. В связи с тем, что нейтронно-физические расчёты при проведении данных работ являются наиболее ответственными, уточнение расчётных моделей и нахождение источников систематической неопределённости имеет большое практическое значение.

В работе описаны проведённые уточнения расчётной модели реактора СМ. Уточнено разбиение бериллия на отдельные зоны с одинаковым нуклидным составом. Отобран оптимальный для проведения расчётов список нуклидов и исследовано влияние теплового расширения материалов на реактивность. Используемый авторами подход применим к другим моделям исследовательских реакторов.

**Ключевые слова:** реактор СМ, расчётная модель, бериллий, список нуклидов.

**Информация об авторах статьи:**

*Марихин Николай Юрьевич* — кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник, АО «ГНЦ НИИАР».

*Валишин Марат Фаритович* — кандидат технических наук, научный сотрудник, АО «ГНЦ НИИАР».

## **Особенности активных зон перспективных быстрых реакторов**

**Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, И. В. Малышева, И. В. Бурьевский**

*АО «ГНЦ РФ—ФЭИ им. А.И. Лейпунского», Обнинск Калужской обл.*

До 1986 г. предполагалось интенсивное развитие ядерной энергетики при дефиците природного урана. Соответственно, задачей быстрых реакторов было обеспечение топливом этого развития: короткое время удвоения, высокий КВ, высокая теплонапряженность, короткая кампания. Типичный представитель — БН-600.

На 2 этапе (после Чернобыльской аварии) главным стало обеспечение безопасности, в т. ч. в запроектных и постулируемых авариях. Одной из важнейших характеристик стал пустотный эффект реактивности, который не должен иметь положительных значений. Для этого активная зона проектируемого БН-800 была уплощена (высота стала 90 см) и у нее был удален верхний торцевой экран (вместо него появилась натриевая полость). Типичный представитель — БН-800.

Главной задачей 3 этапа (с 2010 г.) стала конкурентоспособность: снижение затрат на сооружение, повышению топливной экономичности, увеличению КИУМ.

Что происходит с быстрыми реакторами сегодня:

БН-600 переходит на радиационно-стойкую оболочечную сталь ЭК164. Она допускает повреждающую дозу не 86—87 сна, а 110—120 сна, т. е. при прочих равных условиях позволяет увеличить кампанию и выгорание топлива на 25—35 %. В настоящее время половина зоны БН-600 загружена сборками с оболочечной сталью ЭК164.

За этим последует модернизация активной зоны: изменение границ ЗСО-ЗБО и увеличение числа ТВС. Обогащение урана в топливных зонах менять нельзя. Длительность кампании БН-600 увеличится с 592 до 800 эфф. сут при сохранении четырехкратной перегрузки.

В БН-800 в ближайшее время планируется переход на сталь ЭК164. Сегоднешняя кампания —  $3 \times 155$  эфф. сут, с ЭК164 будет кампания  $4 \times 145$  эфф. сут. Потребуется модернизация активной зоны: ее расширение и увеличение содержания плутония в МОКС-топливе. Увеличение длительности микрокампаний невозможно из-за низкой эффективности системы СУЗ.

В БН-1200 за счет отказа от ряда элементов РУ и оптимизации конструкции достигнуто полуторакратное снижение металлоемкости. Безопасность обеспечивается за счет плоской активной зоны (высотой 85 см) с натриевой полостью. Для топливной экономичности принят «толстый» ТВЭЛ диаметром 9,3 мм и кампанией топлива 4 года. Это снижает годовой расход ТВЭлов и ТВС в 2—2,5 раза. Но в таком реакторе невозможно обеспечить ни годовую микрокампанию (из-за проблем с балансом реактивности), ни пятилетнюю кампанию топлива (из-за превышения повреждающей дозы на оболочке). Потребовалась серьезная модернизация проекта — введение аксиальной прослойки из диоксида обедненного урана. Но аксиальная прослойка должна располагаться не в центральной плоскости активной зоны, а со смещением вниз на 3—5 см. Это позволяет:

1) повысить обогащение топлива на четверть и, как следствие, пропорционально снизить нейтронный поток и радиационную повреждаемость оболочек ТВЭЛ. Это позволит увеличить кампанию топлива до 5 лет;

2) снизить запас реактивности на выгорание, не ухудшая эффективность систем СУЗ. Это позволяет увеличить микрокампанию до 1 года;

3) выровнять поле тепловыделения в вертикальном направлении, снизить максимальную теплонапряженность;

4) улучшить протекание запроектных аварий типа ULOF.

Такой способ снижения скорости накопления повреждающей дозы одинаково эффективен как для МОКС, так и для нитридного топлива.

Аксиальная прослойка планируется и для БН-800, она также позволит увеличить кампанию на четверть и увеличить длительность микрокампаний. Сейчас облучаются экспериментальные сборки типа БН-800 с прослойкой.

### Список литературы

1. Orlov V., Slesarev I., Zaritsky S. et al. The Theoretical Possibility of Doubling Time Reduction in a Fast Reactors by Using Heterogeneous Configurations of Various Types of Fuel. Proc. on Conf. Fast Reactor Physics, IAEA-SM-244/76, v. 2, Vienna: IAEA, 1980, p. 469—480.
2. Троянов М.Ф., Матвеев В.И., Новожилов А.И. и др. Концепция активных зон быстрых энергетических реакторов. Оптимизация физических характеристик реактора БН-1600. Международный симпозиум по физике быстрых реакторов IAEA-SM-244/81. Экс-Ан-Прованс, Франция, 24—28 сентября 1979.
3. Бобров С.Б., Данилычев А.В., Елисеев В.А. и др. Пути развития быстрых энергетических реакторов с высоким коэффициентом воспроизводства. Атомная энергия, 1983, т. 54, вып. 4, с. 269. апрель 1983 г.
4. Орлов В.В., Слесарев И.С., Троянов М.Ф. Доклад на международную конф. «Пути развития энергетических реакторов на быстрых нейтронах с высоким коэффициентом воспроизводства» IAEA-CN-42/363, Vol. 5 Vienna, 1983.

5. *Кирюшин А.И., Васильев Б.А., Матвеев В.И. и др.* Эволюция активной зоны реактора БН-600. Доклад на двусторонний семинар по физике быстрых реакторов. Япония, 1992.
6. *Matveev V.I., Danilychev A.V., Eliseev V.A. et al.* Physical Concept Development of Power Fast Reactor of Maximum attainable Safety Level. Proc. in Int. Topical Meeting «Sodium Cooled Fast Reactor Safety», 3-7 October 1994, Obninsk, Russia, v.3, p. 4—37.
7. *Matveev V.I., Chebeskov A.N., Krivitsky I.Yu.* Results of Benchmark Calculations of a Fast Power Reactor with Sodium Void Reactivity Close to Zero. IPPE, Obninsk, Proceedings on the consultancy on «Benchmark Calculation of Sodium Void Reactivity Effect in Fast Reactor Core» Vienna, 23-25 November 1992.
8. Evaluation of Benchmark Calculations on a Fast Power Reactor Core with Near Zero Sodium Void Effect. IAEA-TECDOC-731, Viena, 1994.
9. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций НП-082-07. Ядерная и радиационная безопасность, №1 (47), 2008, с. 52-77, Москва.
10. *Клинов Д.А., Камаев А.А., Михайлов Г.М. и др.* Расчетно-экспериментальный анализ нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 на этапах физического пуска и последующего освоения проектной мощности // Сб. тезисов Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). – Екатеринбург, 26–29 июня 2017. – Вена: МАГАТЭ, 2017. – С.200. – <https://conferences.iaea.org/indico/event/126/abstract-book.pdf>
11. *Алексеев П.Н., Баландин А.Л., Декусар В.М. и др.* Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН // ВАНТ. Серия: ядерно-реакторные константы, № 2, 2018.

## **Расчёт доминантного отношения для активной зоны реактора типа БН**

**А. В. Гулевич, В. П. Долгих, В. А. Елисеев, О. О. Перегудова, Е. В. Рожихин,  
М. Ю. Семенов, В. Ю. Стогов, И. В. Тормышев**

*АО «ГНЦ РФ—ФЭИ», г. Обнинск*

Многочисленные исследования безопасности быстрых натриевых реакторов показали, что для исключения возможностей разрушения активной зоны в запроектных авариях типа ULOF высота активной зоны должна быть не более 85—90 см, а над ней должна располагаться натриевая полость. Чтобы в этих ограничениях обеспечить необходимую тепловую мощность активной зоны, ее диаметр для реактора типа БН большой мощности должен составлять более 4,3 м. Отношение диаметра к высоте для такой активной зоны оказывается более 5. Но Правила ядерной безопасности требуют и доказательства отсутствия колебаний плотности потока нейтронов, что особенно актуально для таких «плоских» активных зон.

В качестве критерия устойчивости нейтронного поля широко используется отношение двух первых собственных чисел условно-критической задачи, описывающей рассматриваемую активную зону (доминантное отношение). Известно, что доминантное отношение влияет как на статический отклик нейтронного поля на внесенное в реактор возмущение, так и на динамические характеристики реактора — приближение доминантного отношения к 1 увеличивает время перестройки нейтронного поля и вклад в него высших гармоник. Также доминантное отношение входит в критерий устойчивости нейтронного поля теплового реактора к ксеноновым колебаниям.

Были выполнены расчеты доминантных отношений для различных вариантов активной зоны реактора типа БН большой мощности на МОХ-топливе: с аксиальной воспроизводящей прослойкой и без нее, для начала и для конца микрокампании. Органы СУЗ во всех случаях располагались в критическом положении.

Оцененные таким образом значения доминантных отношений для рассмотренных вариантов находятся в диапазоне 0,980—0,981 (к концу микрокампании доминантное отношение уменьшается).

Полученные значения доминантных отношений сопоставлены с приведенными в литературе данными для реакторов типа BWR и PWR. Для разрабатываемых в настоящее время реакторов типа PWR доминантное отношение составляет 0,992—0,996. Для реактора типа BWR в литературе приведены значения доминантного отношения 0,991—0,995. Таким образом, в реакторе типа БН большой мощности доминантное отношение существенно меньше, чем в тепловых реакторах большой мощности. В связи с этим можно сделать вывод, что физические причины для возникновения неустойчивости нейтронного поля в реакторе типа БН большой мощности, по-видимому, отсутствуют.

## **К вопросу об экспорте быстрых реакторов в условиях международного режима ядерного нераспространения**

**А. В. Гулевич, В. М. Декусар, А. Н. Чебесков**

*ГНЦ РФ–ФЭИ им. А.И. Лейпунского, Обнинск*

**В. П. Кучинов**

*НИЯУ–МИФИ, Москва*

**Н. П. Волошин**

*РФЯЦ–ВНИИТФ им. Е.И. Забабахина, Снежинск*

В докладе обсуждаются вопросы экспорта быстрых реакторов при соблюдении режима нераспространения ядерного оружия. Технология быстрых натриевых реакторов российского дизайна успешно продемонстрирована и вступила в этап коммерциализации. Поэтому в повестку дня встает вопрос о возможности экспорта быстрых реакторов. Основой международного режима нераспространения ядерного оружия является Договор о нераспространении ядерного оружия. Гарантии МАГАТЭ представляют собой комплекс технических мер, применяемых МАГАТЭ в отношении ядерного материала (ЯМ) и деятельности государства, с помощью которых МАГАТЭ стремится удостовериться в том, что ядерные объекты не используются ненадлежащим образом и ЯМ не изымаются из мирной деятельности. Дополнительный протокол существенно повышает возможности МАГАТЭ обнаруживать незаявленные ЯМ и незаявленную деятельность, и предоставляет более широкие права доступа к информации, площадкам и другим местам контроля. Для того, чтобы разработать процедуры, регулирующие экспорт ЯМ и технологий в соответствии с требованиями п. 2 статьи III ДНЯО, в 1971 г. был образован Комитет Цангера. Еще одним политическим аспектом, важным с точки зрения экспортного контроля за передачами ЯМ и оборудования является договорённость, достигнутая в рамках Группы ядерных поставщиков. Сегодня настало время снять с быстрых реакторов и их ЯТЦ незаслуженно навешанный им ранее ярлык, как наиболее опасных установок атомной энергетике с точки зрения проблемы нераспространения ЯО. Поэтому проблема заключается не в запрете экспорта быстрых реакторов, а в том, как приспособить и/или усовершенствовать существующие сегодня для тепловых реакторов меры контроля и проверки (гарантии) к новым установкам.

***Ключевые слова:** быстрый реактор, нераспространение ядерного оружия, Договор о нераспространении ядерного оружия, Дополнительный протокол, гарантии МАГАТЭ, комитет Цангера, группа ядерных поставщиков*

### **Сведения об авторах**

*Гулевич Андрей Владиславович, доктор физико-математических наук, заместитель генерального директора — директор отделения ядерных реакторов и топливного цикла, ГНЦ РФ–ФЭИ им. А.И. Лейпунского, e-mail: gulevich@ippe.ru*

*Декусар Виктор Михайлович, кандидат технических наук, начальник лаборатории 40 отделения ядерных реакторов и топливного цикла, ГНЦ РФ–ФЭИ им. А.И. Лейпунского, e-mail: decouss@ippe.ru*

*Чебесков Александр Николаевич*, доктор технических наук, главный научный сотрудник отделения ядерных реакторов и топливного цикла, ГНЦ РФ–ФЭИ им. А.И. Лейпунского, e-mail: [chebes@ippe.ru](mailto:chebes@ippe.ru)

*Кучинов Владимир Петрович*, доцент, Институт международных отношений НИЯУ МИФИ, e-mail: [VKuchinov@bk.ru](mailto:VKuchinov@bk.ru)

*Волошин Николай Павлович*, доктор технических наук, помощник директора, ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ» им. Е.И. Забабахина, e-mail: [otdeldou2@vniitf.ru](mailto:otdeldou2@vniitf.ru)

## **Возможность «облагораживания» плутония в БН-800**

**И. В. Бурьевский, А. В. Гулевич, В. М. Декусар, В. П. Долгих, В. А. Елисеев, Д. А. Клинов, В. А. Мишин, И. В. Тормышев, В. И. Усанов**

*АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского, Обнинск*

В России принята концепция развития двухкомпонентной ядерной энергетики на основе быстрых и тепловых реакторов [1]. Она, в частности, предполагает, что в случае интенсивного развития ЯЭ быстрые реакторы будут обеспечивать топливом реакторы на тепловых нейтронах, при этом плутоний из ОЯТ ВВЭР будет использоваться для изготовления смешанного уран-плутониевого (МОКС) топлива быстрых натриевых реакторов.

На данный момент в России МОКС-топливо ограничено используется только в БН-800, а в мировой ядерной энергетике уже более 40 энергоблоков PWR только в Европе (Франция, Бельгия, Швейцария, Германия) имеют лицензию на использование в них комбинации обычного и МОКС топлива [2], и ещё 30 энергоблоков находятся в процессе лицензирования. Но полученный при переработке ОЯТ МОКС-топлива плутоний невозможно повторно использовать в тепловых реакторах из-за слишком высокого содержания (пороговых) изотопов, которые не делятся в тепловом спектре нейтронов. В результате происходит накопление плутония, что представляет определенную проблему для европейской энергетики.

Данную проблему можно частично решить с помощью быстрых реакторов. Быстрый реактор, в отличие от теплового, может работать с плутонием любого изотопного состава. Если в быстрый реактор загрузить топливо на основе плутония с высоким содержанием пороговых изотопов (непригодное для теплового реактора), то в результате облучения в быстром спектре изотопный состав этого плутония изменится («облагородится») и может стать пригодным для повторного использования. Такую идею (на примере реактора ASTRID) предложили французские специалисты в 2017 г. [3].

В настоящее время быстрые энергетические натриевые реакторы работают только в России — БН-600 и БН-800 [4]. БН-800 может работать на МОКС-топливе, промышленное дистанционное производство такого топлива сейчас осваивается на ГХК. Имея быстрый реактор и дистанционные технологии

МОКС-топлива, становится возможным организовать экспорт услуг — «облагораживание» плутония иностранного происхождения, непригодного для повторного использования в тепловых реакторах.

Иллюстрация такого «облагораживания» в реакторах БН-800 и ASTRID представлена в таблице 1.

Таблица 1. Иллюстрация изменения изотопного состава плутония при его облучении

Реактор	PWR		Облучение в БН-800	БН-800		ASTRID
	ОЯТ УОКС	ОЯТ МОХ		ОЯТ БН-800	ОЯТ БН-800 с прослойкой	ОЯТ ASRTID
Pu-238	2,5	3,7		2,8	2,9	2,7
Pu-239	57,6	39,5		43,9	43,7	45,8
Pu-240	21,7	35,0		34,2	34,2	33,6
Pu-241	11,6	7,9		6,8	6,8	6,0
Pu-242	5,7	13,1		12,3	12,4	11,9
Am-241	0,9	0,8		-	-	-
Доля пороговых	30,8	52,6		49,3	49,5	48,2
Загрузка Pu, кг/год	0 (100% УОХ)	360 (33% МОХ)		2470 (8,5 PWR)	2645 (8,9 PWR)	-
Выгрузка Pu, кг/год	180 <b>2*180</b>	290		2400	2580	-

Совместное использование российских технологий быстрых реакторов и французских технологий МОКС-топлива в реакторах тепловых для России открывает мировой рынок экспорта услуг по облагораживанию плутония, а для всего мира — новый этап в развитии глобальной двухкомпонентной ядерной энергетике.

### Список литературы

1. *Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. и др.* Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом топливном цикле. Под ред. Пономарева-Степного Н.Н. М.: Техносфера, 2016.
2. Mixed Oxide (MOX) Fuel. <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-mox.aspx> (Updated October 2017) J-Power reschedules Ohma start-up.
3. *Grouiller P., Coquelet C., Venard C.* Plutonium recycling capabilities of ASTRID reactor. IAEA-CN-245-348. 2017.
4. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Учебное пособие под общей редакцией С.Е. Шеклеина и О.Л. Ташлыкова. Часть 1. Екатеринбург, УрФУ, 2012.

# АНАЛИЗ ИНТЕГРАЛЬНЫХ И РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ, БАЗЫ ДАННЫХ, БЕНЧМАРК-МОДЕЛИ

## **Моделирование экспериментов на установке ASPIS с использованием метода Монте-Карло**

**А. В. Саляев, С. Г. Усынина, С. В. Бронников**

*АО «ОКБМ Африкантова», Нижний Новгород*

Моделирование экспериментальных композиций защиты IRON 88, JANUS (фаза 1) и графитового бенчмарка на установке ASPIS было выполнено с помощью программного комплекса SCALE 6.2.2 с использованием последовательности MAVRIC, основанной на методологии CADIS. MAVRIC разработана специально для решения задач радиационной защиты и реализует последовательный процесс вычислений с использованием модулей Denovo (расчет прямой и сопряженной задач в трехмерной геометрии методом дискретных ординат) и Monaco (трехмерный транспортный модуль расчета с фиксированным источником, использующий метод Монте-Карло). В расчетах по модулю Denovo использовалась многогрупповая библиотека из пакета ПК SCALE 6.2.2 scale.rev12.xn200g47v7.1, содержащая двести групп нейтронов. В расчетах по модулю Monaco использовалась библиотека se\_v7.1\_endf с поточечным (CE) представлением сечений.

Разработаны расчетные модели экспериментальной установки ASPIS с композициями защиты из углеродистой стали, комбинации углеродистой и нержавеющей сталей, графита в формате представления ПК SCALE 6.2.2. Проведено сравнение результатов расчетов с измеренными скоростями реакций: эпикадмиевой  $Au^{197}(n, \gamma)Au^{198}$  и пороговых  $S^{32}(n, p)P^{32}$ ,  $In^{115}(n, n')In^{115m}$ ,  $Rh^{103}(n, n')Rh^{103m}$  и  $Al^{27}(n, \alpha)Na^{24}$ .

Результаты расчетов скоростей различных реакций по ПК SCALE 6.2.2 в композициях защиты IRON 88, JANUS (фаза 1) и графитового бенчмарка удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными.

## **О постановке прецизионных ядерно-физических экспериментов для верификации кодов, используемых в расчетах жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актиноидов**

С. А. Андреев, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, В. И. Литвин,  
Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Ю. А. Соколов, М. А. Трапезников,  
Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов

*ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», Снежинск*

В настоящее время в рамках программы инновационного развития отрасли ведутся исследования, направленные на создание жидкосолевого реактора (ЖСР-С), предназначенного для трансмутации минорных актиноидов (МА), которые накапливаются в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ) тепловых реакторов. В соответствии с нормативными документами при разработке и проектировании объектов использования атомной энергии требуется применение аттестованных кодов, в том числе, предназначенных для нейтронно-физических расчетов. Для аттестации соответствующих кодов необходимы прецизионные эксперименты, проводимые в условиях, моделирующих характеристики ЖСР-С. В настоящее время такие эксперименты отсутствуют.

Цель работы — обоснование постановки прецизионных экспериментов на критическом стенде ФКБН-2 с размножающими системами (РС), моделирующими по составу материалов жидкосолевой реактор, результаты которых могут быть использованы для верификации нейтронно-физических кодов.

Стенд ФКБН-2 [1], созданный в РФЯЦ ВНИИТФ, предназначен для определения критического на запаздывающих нейтронах состояния РС. При сборке исследуемых РС используются детали из делящихся и инертных материалов. За время эксплуатации стенда были проведены критические эксперименты с большим числом РС различного состава и геометрии, в том числе и по реакторной тематике. Дополнительно к критическим экспериментам на стенде ФКБН-2 проводятся спектральные измерения и измерения характеристик нестационарных нейтронных процессов.

В работе рассмотрены различные варианты РС, состоящих из урановых и плутониевых дисков, деталей из конструкционных материалов и деталей, содержащих соли FLiNaK и FLiBe, как материалов активной зоны и корпуса ЖСР. По результатам нейтронно-физических расчетов определены критические конфигурации РС и их спектральные характеристики. Выбраны РС, спектральные характеристики которых наиболее близки к характеристикам ЖСР-С. Выполнены оценки условий проведения спектральных измерений, включая выбор детекторов, длительности и уровня облучения, погрешности измерений.

## **Расчетный анализ бенчмарк-экспериментов с быстрым спектром нейтронов и моделей РБН с натриевым и свинцовым теплоносителем с использованием различных библиотек оцененных нейтронных данных**

**О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головки, Г. М. Жердев, Г. Б. Ломаков, Е. С. Теплухина**

*АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск*

В докладе представлены результаты работ по формированию базы данных нейтронно-физических экспериментов для обоснования характеристик реакторов на быстрых нейтронах (РБН) с натриевым и свинцовым теплоносителем в части расчетного анализа интегральных экспериментов, выполненных в разные годы на стендах БФС [1]. Разрабатываемая база рекомендованных оцененных экспериментальных нейтронно-физических данных предназначена для обоснования проектов РБН с натриевым и свинцовым теплоносителем, верификации расчетных кодов и констант, оценки константной составляющей погрешности характеристик реакторных установок [2].

В работе представлены результаты сравнительного анализа расчетов критичности с использованием кода MCNP [3], реализующего метод Монте-Карло, с групповыми константами БНАБ-93 и БНАБ-РФ, а также файлами оцененных нейтронных данных национальной библиотеки РОСФОНД [4, 5] и зарубежных библиотек (ENDF, JENDL, JEFF). Показано что оптимальной библиотекой с точки зрения описания рассмотренного набора экспериментов на сборках БФС (более 60 различных критических компоновок) является библиотека РОСФОНД. В работе приводятся результаты расчета критичности для моделей РБН с натриевым и свинцовым теплоносителем по различным библиотекам и оценки константной составляющей расчетной погрешности.

***Ключевые слова:** интегральные эксперименты, БФС, БНАБ-РФ, РОСФОНД, база данных, реакторы на быстрых нейтронах*

### **Список литературы**

1. *Dulin V., Matveenko I., Rozhikhin E., et al.* An Overview of the Experiments Performed at the BFS Facilities and Evaluated for the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project. Nucl. Sci. and Eng., Vol: 178, No: 3, published: 10 December 2014.
2. РБ-061-11 Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению «Нейтронно-физические расчеты».
3. *Андрианова О.Н., Мантуров Г.Н., Рожихин Е.Ю.* Применение неаналоговых методов в коде MCNP для расчетного анализа измерений скоростей реакций на критических сборках БФС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2016. № 2. С. 66—76.
4. *Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Мантуров Г.Н.* Верификация константного обеспечения РОСФОНД/БНАБ-РФ в расчетах международного теста OECD/NEA по критической безопасности систем с МОКС-топливом // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2018. № 3. С. 160—170.
5. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощев В.Н., Николаев М.Н. и др.* РОСФОНД — российская национальная библиотека нейтронных данных // ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 2007, вып. 1-2, с. 3.

## Тестирование программы КИР на критических экспериментах с растворным топливом

Е. А. Гомин, В. Д. Давиденко, Р. В. Широков

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Цель работы — верификация программы КИР на имеющихся экспериментальных данных из Международного банка данных ICSBER [1] по растворным бенчмаркам с тепловым и промежуточным спектром нейтронов.

Созданы компьютерные модели одиннадцати критических сборок (бенчмарков) с растворным ядерным топливом. Численные расчеты моделей проводились с помощью программы КИР [2], позволяющего рассчитывать нейтронно-физические характеристики размножающих нейтроны систем методом Монте-Карло в трехмерной геометрии, с библиотекой ядерных данных MCUDB50 [2].

Список критических сборок с краткими характеристиками приведен в табл. 1. Результаты расчетов приведены на рис. 1. Нумерация экспериментов соответствует табл. 1. Вертикальные линии разделяют серии экспериментов. Для первой серии (HEU-SOL-THERM-001) отмечены статистические погрешности расчетов.

Таблица 1. Перечень критических экспериментов

№	Идентификация серии экспериментов	Число конфигураций	Краткое описание
1	HST-001	10	Idaho Chemical Processing Plant, USA, 1976-1977; Цилиндр с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(93,172\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O}$
2	HST-002	14	Idaho Chemical Processing Plant, USA, 1976-1977; цилиндр с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(93,172\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O}$ в бетонном отражателе
3	HST-003	19	Idaho-Chemical, USA, 1976-1977; цилиндр с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(93,1718\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O}$ в плексигласовом отражателе
4	HST-004 и HSI-001	6	LANL, USA, 1950-1953; сфера с $\text{UO}_2\text{F}_2(93,65\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-D}_2\text{O}$ в отражателе из тяжелой воды
5	HST-005	17	INEEL, USA, 1958; цилиндр с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(87,3999\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O}$ с борсиликатным поглотителем в водном отражателе
6	HST-006	29	INEEL, USA, 1985; цилиндр с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(93,0601\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O-H}_3\text{BO}_3$ в присутствии/отсутствии отражателя из легкой воды, борированной воды, никеля
7	HST-007	17	INEEL, USA, 1976-1977; набор цилиндров (до 16 шт.) с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(93,172\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O}$ в бетонном отражателе
8	HST-008	14	INEEL, USA, 1976-1977; набор цилиндров (до 16 шт.) с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(93,1718\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O}$ в плексигласовом отражателе
9	HST-039 и HSI-002	6	IPSN, France, 1964-1966; сфера с $\text{UF}_6(93,1599\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-HF}$ в отражателе из горячей воды
10	IST-001	4	НИЦ КИ, РФ, 1980-1981; цилиндр+полусфера с $\text{UO}_2\text{SO}_4(20,711\% \text{ } ^{235}\text{U})\text{-H}_2\text{O-H}_2\text{SO}_4$ в графитовом отражателе
11	UST-014	16	Westinghouse, USA, 1966; набор бутылей (до 18 шт.) с $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(98,2\% \text{ } ^{233}\text{U})\text{-H}_2\text{O}$ в люцитовом отражателе

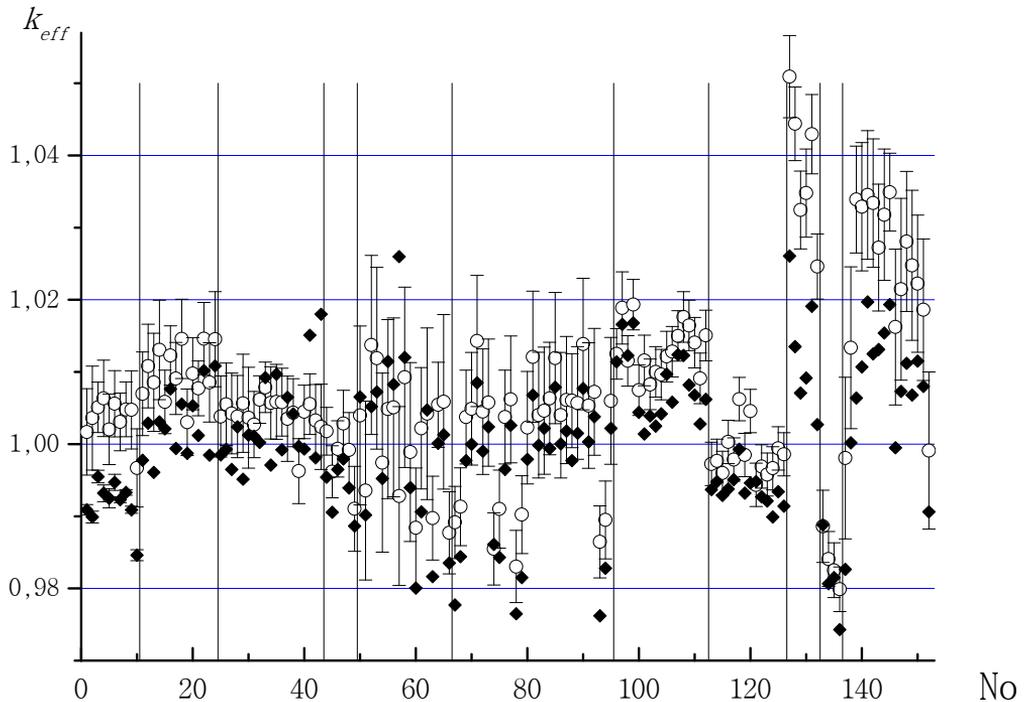


Рис. 1. Экспериментальные (○) и расчетные (●) значения эффективного коэффициента размножения  $k_{eff}$

В большинстве случаев расчетный коэффициент размножения ниже экспериментального, но укладывается в рамки экспериментальной погрешности. Существенные отклонения наблюдаются в расчетах сборок № 1, 9, 11. Аналогичные отклонения расчетных значений  $k_{eff}$  отмечались во множестве проведенных ранее расчетов [2].

### Список литературы

1. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, май 2019.
2. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К. Моделирование кинетики ядерного реактора методом Монте-Карло // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2016, вып. 5, с. 4—16.

## **Подготовка бенчмарк-описаний стационарных и нестационарных экспериментов на критическом стенде АСТРА**

**Ю. Н. Волков, А. Е. Кругликов, Е. О. Солдатов**

*НИЯУ МИФИ, Москва*

**М. Н. Зизин, В. Ф. Бояринов, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко, А. А. Бобров**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор является одним из шести инновационных проектов реакторов, входящих в Поколение IV. Данный тип реакторов имеет следующие особенности, влияющие на нейтронно-физические характеристики:

– топливо в виде частиц с многослойным покрытием, размещенных в графитовой матрице твэлов, — такая конструкция приводит к двойной гетерогенности размещения топлива в активной зоне и требует проверки нейтронно-физических расчетов по результатам интегральных экспериментов с использованием топливных элементов этого типа;

– большое отношение высоты активной зоны к ее диаметру ( $H/d = 1,5-3$ ), что приводит к чувствительности высотного энергораспределения к положению регулирующих стержней и необходимости экспериментальных исследований эффективности стержней и их интерференции;

– кольцевая активная зона, характеризующаяся высокой радиальной неравномерностью энергораспределения по активной зоне.

Перечисленные особенности требуют тщательной проверки программ расчета нейтронно-физических характеристик с использованием экспериментальной информации, полученной на критических сборках, моделирующих физические особенности проектируемых реакторов ВТГР.

В НИЦ «Курчатовский институт» имеется критический стенд АСТРА [1, 2], на котором проводятся эксперименты по изучению нейтронно-физических особенностей реакторов типа ВТГР. Выполнено большое количество экспериментов в обоснование нейтронно-физических характеристик различных типов высокотемпературных реакторов, в данной работе рассмотрены эксперименты, моделирующие реактор типа ВТГР с кольцевой активной зоной.

В работе представлены описания двух серий стационарных и нестационарных экспериментов, выполненных на конфигурациях различной сложности, а также расчетный анализ этих экспериментов. В реакторах типа ВТГР с кольцевой активной зоной наблюдаются всплески нейтронного потока на границах внутреннего отражателя и активной зоны. Одним из способов, позволяющих выровнять нейтронное поле, а следовательно, и поле энергосвечения, является использование профилирующих поглощающих элементов. В конфигурациях А-серии профилирующие поглощающие элементы располагаются на границе активной зоны и внутреннего отражателя. В конфигурациях В-серии профилирующие поглощающие элементы располагаются на границе активной зоны и бокового отражателя. Также приводятся результаты расчетного анализа боль-

шинства экспериментов, выполненных на конфигурациях данных серий. Расчетный анализ стационарных и нестационарных экспериментов выполнен с использованием диффузионной программы SHIPR [3]. Также для анализа стационарных экспериментов использовалась программа MCU [4], реализующая метод Монте-Карло.

### Список литературы

1. Bykov A.A., Gagarinski A.Yu., Glushkov E.S. et al. Programs of experiments with critical assemblies at the Russian Research Centre “Kurchatov Institute”. *Nucl. Sci. and Eng.*, 2003, v. 145, p. 181—187.
2. Bobrov A.A., Boyarinov V.F., Glushkov A.E., Glushkov E.S., Kompaniets G.V., Moroz N.P., Nevinita V.A., Nosov V.I., Smirnov O.N., Fomichenko P.A., Zimin A.A. Benchmark Experiments at Astra Facility on Definition of Space Distribution of  $^{235}\text{U}$  Fission Reaction Rate. *PHYSOR 2010 – Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance*. Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 9-14, 2010, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2010).
3. Зизин М.Н. Интеллектуальная программная система ShIPRW для математического моделирования ядерных реакторов. Препринт ИАЭ-6354/5, М.: 2005
4. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Статус MCU-5 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 4—23.

## Некоторые задачи в расчётном сопровождении реактора БН-600 (Анализ запаса реактивности в 76 микрокампании)

О. С. Гурская, Л. В. Коробейникова, В. Ю. Стогов, В. А. Мишин

АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск, Россия

Как известно, основная задача расчётного сопровождения — контроль паспортных характеристик для конкретной микрокампании. Эта процедура заключается в расчётном моделировании с последующим сопоставлением полученных значений с величинами, приведенными в паспорте РУ.

Стоит отметить, что для службы эксплуатации важнейшим параметром эффективности работы реактора является отработка им графика нагрузки. В этой связи становятся актуальными расчётные оценки запаса реактивности, необходимого для работы реактора.

Формально этот параметр не входит в перечень паспортных характеристик. Однако включенные в систему сопровождения программные средства и базы данных позволяют проводить соответствующие расчёты. В докладе представлены результаты такой работы, проведенной в ФЭИ.

Необходимо отметить, что величины реактивности, которые необходимо анализировать имеют значения порядка  $0,01\%dk/k$ . Понятно, что оценки можно

делать только с учётом опыта расчётного сопровождения при отсутствии кардинальных изменений в реакторе.

Реактор работает достаточно давно, конструкция не меняется. Рассчитываемые величины меняются из-за изменения

- 1) загрузки топлива в устанавливаемые ТВС;
- 2) выгорания топлива;
- 3) выгорания поглотителя;
- 4) изменения обычного порядка работы в пределах проекта;
- 5) установки экспериментальных ТВС.

Первые три причины относительно хорошо описываются системой расчётного моделирования. Четвертая и пятая требуют непредусмотренных регламентом действий.

Была проведена актуализация системы сопровождения, на что потребовалось определенное время. В результате анализа было продемонстрировано, что дополнительные работы по системе сопровождения позволили выявить одну из причин, вызвавшую проблемы выполнения графика нагрузки. Источником явился переход на новый вариант исполнения ТВС (с оболочечной сталью ЭК-164). Этот вариант был предусмотрен планом модернизации, но не сразу учтен в системе расчётного сопровождения. В докладе подробно описаны физические процессы, приведшие к уменьшению запаса реактивности. Проведен расчётный анализ последствий модификации. Вычисления показали величину ограничения продолжительности микрокампании — около 2 дней. Таким образом, при актуальном состоянии расчётных комплексов можно предсказать (и избежать) нехватки запаса реактивности для выполнения намеченного плана работы.

### **Список литературы**

1. ММКК. Аттестационный паспорт программного средства рег. № 314 от 09.10.2012.
2. *Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P<sub>n</sub>-приближении. Препринт ФЭИ-2884, Обнинск, 2001.
3. *Моисеев А.В.* Система моделирования и расчетного анализа нейтронно-физических экспериментов на энергетических быстрых реакторах: Дисс. ... канд. физ.-мат. наук. ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, 2010.
4. TRIGEX.051. Аттестационный паспорт программного средства, регистрационный номер 313 от 9 октября 2012 г.

Секция 3.

**МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ**  
(докладчик и не менее 50 % соавторов  
в возрасте до 35 лет)

**Верификация кода КОРСАР/ГП для расчета с функцией изменения постоянных времени при моделировании ксеноновых переходных процессов на РУ ВВЭР**

А. Л. Николаев, М. А. Увакин  
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Современные требования к работе ядерных реакторов большой мощности в энергосистеме предусматривают их участие в обеспечении баланса выработки и потребления электроэнергии [1, 2]. Участие энергоблоков РУ ВВЭР в обеспечении баланса электроэнергии подразумевает постоянную работу в режимах с изменением внешней нагрузки. Одним из наиболее сложных режимов является суточный график несения маневренной нагрузки, так как в этом случае реактор постоянно работает в условиях ксеноновых переходных процессов и требует постоянного управления мощностью и распределением энерговыделения в активной зоне. Внедрение подобных режимов требует тщательной экспериментальной проверки непосредственно на этапе промышленной эксплуатации энергоблока. Испытания режимов маневрирования являются ядерно-опасными работами и для их проведения необходимо выполнение расчетного анализа безопасности.

При выполнении обоснования безопасности испытаний РУ ВВЭР большой мощности, представленного в работах [3] и [4], было получено, что расчетный анализ непосредственно режимов маневрирования, необходимый для выбора исходных состояний РУ, занимал порядка нескольких месяцев реального машинного времени. В результате появилась актуальная задача по существенному сокращению времени расчетов с минимальными потерями точности результата. Примененный в работе [3] метод распараллеливания суточного графика нагрузки позволил частично решить данную задачу, но необходимого для многовариантных расчетов уровня достигнуть не позволил.

В настоящей работе рассматривается новый метод ускорения счета для расчетов маневренных режимов. В его основе лежит применение теоремы подобия нестационарных процессов, суть которой состоит в изменении постоянных времени медленных процессов в несколько раз, оставляя величину шага по времени расчетного кода неизменной. Необходимые функциональные возмож-

ности для таких вычислений предусмотрены разработчиком в современных версиях кода КОРСАР/ГП.

В работе приводятся результаты верификационных расчетов по данным экспериментов с ксеноновыми колебаниями, а также кросс-верификация с результатами расчета этих же экспериментов по аттестованным ПС без применения ускоряющей процедуры. Исследуется вопрос включения и отключения ускоряющей процедуры в процессе счета, анализируется точность результатов, формулируются условия применения и рекомендации по методике использования данной процедуры при расчетах режимов с маневрированием.

### **Список литературы**

1. Регулирование частоты и перетоков активной мощности в ЕЭС России. СТО 59012820.27.100.003-2012.
2. Non-baseload operation in nuclear power plants: load following and frequency control modes of flexible operation - IAEA Nuclear Energy Series, No. NP-T-3.23.
3. Николаев А.Л., Увакин М.А. «Проведение предтестовых расчетов по ПК КОРСАР/ГП для испытаний режимов работы действующего энергоблока РУ ВВЭР в суточном графике несения маневренной нагрузки» // В сб. трудов 11-й Международной научно-технической конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2019.
4. Увакин М.А., Махин И.В., Николаев А.Л., Сотсков Е.В. «Разработка методики расчетного обоснования безопасности испытаний для действующего энергоблока РУ ВВЭР в маневренных режимах» // В сб. трудов 11-й Международной научно-технической конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2019.

## **Анализ ядерной безопасности при обращении с отработавшим топливом реактора МИР**

**Е. С. Фрааз, А. П. Малков, А. В. Акимов**

*АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград*

Одна из ключевых задач обеспечения безопасности реакторных установок — соблюдение требований ядерной безопасности (ЯБ) при обращении с ядерным топливом (ЯТ) вне реактора, в отсутствие аварийной защиты. Основным критерием обеспечения ЯБ при хранении и транспортировании ядерного топлива является не превышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов  $K_{эфф}$  величины 0,95 как при нормальной эксплуатации, так и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии и изменение плотности замедлителя (в частности, воды) [1]. Это требование распространяется на процедуры обращения как со свежим, так и с отработавшим ЯТ. Исследовательский реактор МИР.М1 предназначен для испытаний ЯТ реакторов различного назначения [2]. Множество типов экспериментальных ТВС, наличие радиационно-защитных камер в составе реакторной установки для разделки и исследований

экспериментальных устройств усложняют процедуру анализа и обоснования ЯБ при обращении с облученным ядерным топливом (ОЯТ). Для анализа ЯБ были использованы результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эфф}$ , полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A [3]. Анализ выполнен на современном уровне в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности исследовательских ядерных установок (ИЯУ) [1, 4].

В бассейне выдержки (БВ) и транспортном коридоре (ТК) реакторной установки МИР.М1 гнезда для хранения изделий расположены группами. В расчетах все гнезда консервативно загружали изделиями, моделируя в соответствии с нормативными требованиями максимальную проектную вместимость хранилища [1]. Для каждой из групп гнезд определены условия, при которых достигаются максимальные значения  $K_{эфф}$ . Для одной из них были установлены ограничения по количеству экспериментальных ТВС, которое можно безопасно хранить в данной группе гнезд.

Рассматривали полную выгрузку активной зоны реактора на случай аварии. Сценарий управления аварией предполагает, что экспериментальные ТВС будут выгружать вместе с петлевыми каналами, а рабочие ТВС — вместе с рабочими каналами. По результатам расчетов при размещении петлевых каналов в гнездах БВ максимальное значение  $K_{эфф}$  не превысит величину 0,77, а при размещении рабочих каналов в гнездах ТК — 0,48.

Перемещение ОЯТ из реактора в БВ происходит с использованием специального технологического оборудования. При транспортировании облученных изделий на поворотном стеллаже от реактора к местам хранения в БВ, были определены такие его положения в ТК и БВ, которые могут привести к увеличению  $K_{эфф}$ . Результатами расчетов подтверждено, что при самых неблагоприятных геометриях размещения оборудования с ОЯТ значения  $K_{эфф}$  не превысят допустимую величину 0,95.

Были рассмотрены падения изделий при их транспортировании на дно БВ и ТК, гнезда которых полностью заполнены изделиями. При падении чехлов предполагали возможным высыпание изделий из них. Также в расчетах рассматривали ошибки персонала, связанные с нарушением порядка размещения изделий. Например, ошибочное размещение дополнительной тепловыделяющей сборки в пенал для негерметичныхборок или размещение ведра с петлевой сборкой в гнездо, в котором уже хранится рабочая тепловыделяющая сборка.

После хранения отработавшего ядерного топлива в течение определенного периода времени рабочие тепловыделяющие сборки загружают в транспортный контейнер и отправляют в центральное хранилище института на дальнейшее хранение. При транспортировании рабочих ТВС в таком контейнере максимальное значение  $K_{эфф}$  не превысит величину 0,67 даже при его заполнении водой различной плотности.

Экспериментальные тепловыделяющие сборки отправляют в радиационно-защитные камеры для проведения исследований. В камерах сборки разбирают на твэлы, проводят с ними необходимые исследования (осмотр, гамма-сканирование, измерение геометрических размеров и др.), затем твэлы устанавливают в мар-

кированные кассы (секционные емкости для размещения твэлов) и отправляют на другие здания института в специальных транспортных контейнерах.

Для камер были разработаны расчетные модели используемого оборудования, а также определено максимальное количество емкостей с твэлами, которое можно безопасно разместить в камере и допустимая геометрия их размещения.

По результатам нейтронно-физических расчетов доказано, что ядерная безопасность при хранении и транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторной установки МИР, а также при проведении работ в радиационно-защитных исследовательских камерах обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях.

### **Список литературы**

1. НП-061-05. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах использования атомной энергии, 2005.
2. *Гаджиев Г.И., Грачев А.Ф., Гремячкин В.А. и др.* Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности / под ред. проф. В.А. Цыканова. – Димитровград: НИИАР, 1991. – 104 с.
3. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // ВАНТ. Серия «Физика ядерных реакторов», 2001. Вып.3. С. 50—55.
4. НП-009-17. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов, 2017.

### **Проведение сравнительных расчетов изменения нуклидного состава ядерного топлива при выгорании**

**В. А. Лось, А. В. Курындин, А. М. Киркин, С. В. Синегрибов, С. В. Маковский**  
ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Существующая тенденция к увеличению начального обогащения ядерного топлива энергетических реакторов приводит к необходимости учета глубины выгорания при обосновании ядерной безопасности при хранении и обращении с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). При обосновании ядерной безопасности с учетом глубины выгорания расчетным путем определяется содержание в ОЯТ ряда нуклидов, которые оказывают значимое влияние на величину эффективного коэффициента размножения нейтронов ( $K_{эфф}$ ). Определение содержания нуклидов в ОЯТ сопряжено с необходимостью учета погрешностей и неопределенностей результатов, получаемых при расчетах изменения нуклидного состава ядерного топлива в процессе выгорания. В связи с тем, что оценить аналитическим путем погрешность расчета с использованием программы для ЭВМ, как правило, не представляется возможным, общепринятым методом определения погрешности расчетов является валидация — процесс оценки погрешности расчета с помощью программы для ЭВМ, проведенной путем сравнения результатов расчетов при использовании программы для ЭВМ с измерениями, выполненными на экспериментальных установках.

Представлены результаты проведения сравнительных расчетов изменения нуклидного состава ядерного топлива с использованием программ для ЭВМ SCALE и SERPENT, реализующих метод Монте-Карло, а также приведено сравнение результатов расчетов, полученных с использованием программ для ЭВМ, с экспериментальными данными. Для проведения расчетов использовались данные бенчмарк-экспериментов для ядерного топлива реакторов типа ВВЭР-1000. Рассмотрено влияние особенностей программных средств, библиотек оцененных ядерных данных и используемых приближений на результаты расчетов изменения нуклидного состава ядерного топлива. Продемонстрирована хорошая сходимость результатов расчетов, полученных с использованием разных программ для ЭВМ.

***Ключевые слова:** отработавшее ядерное топливо, ядерная безопасность, глубина выгорания, нуклидный состав, валидация.*

### **Учет неопределенностей в исходных данных при проведении расчетов эффективного коэффициента размножения активной зоны исследовательской ядерной установки**

**И. Г. Новаков, А. В. Курындин, А. М. Киркин, С. В. Маковский**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

Неотъемлемой частью исследований, направленных на обоснование безопасности реакторных установок, является оценка погрешностей и неопределенностей получаемых результатов. Одним из основополагающих направлений при обосновании безопасности является ядерная безопасность. Некорректный учет неопределенностей в исходных данных при обосновании ядерной безопасности может привести, например, к некорректной оценке достаточности эффективности рабочих органов системы управления и защиты, неправильному определению запасов реактивности в различных состояниях реактора и другим негативным последствиям.

Обоснование ядерной безопасности (в том числе оценка погрешностей и неопределенностей получаемых результатов) реакторных установок, эксплуатируемых на энергоблоках атомных электростанций, проводится одновременно в большом количестве проектных и научных институтов, что минимизирует риск не учета какого-либо эффекта. Тогда как, обоснование ядерной безопасности исследовательских ядерных установок зачастую полностью проводится только организацией, эксплуатирующей данную исследовательскую ядерную установку.

На примере расчетного анализа ядерной безопасности в различных состояниях исследовательского ядерного реактора оценено влияние неопределенностей массива исходных данных на значение эффективного коэффициента размножения, а также на эффективность рабочих органов аварийной защиты.

***Ключевые слова:** неопределенность, исследовательская ядерная установка, коэффициент размножения нейтронов, обоснование безопасности.*

## **Распаралеливание расчётного кода ODETTA для решения задач переноса нейтронов и гамма-квантов**

А. В. Шошина<sup>1</sup>, В. И. Белоусов<sup>2</sup>

<sup>1</sup> НИЯУ МИФИ, Москва

<sup>2</sup> ИБРАЭ РАН, Москва

Рассматривается ПС ODETTA и сравнительный анализ работы программы с применением принципов MPI, а также возможности применения этой технологии для ускорения расчётного кода. Описана разработка алгоритмической части программы ODETTA с использованием MPI. Представлены особенности и специфика распаралеливания данной программы, приведена модификация расчётного кода, рассмотрены соответствующие программные алгоритмы. Отображена структура модулей программы ODETTA с использованием MPI. Представлены результаты работы последовательной и параллельной версий программы ODETTA в ОС Linux с помощью MPI на HPC кластере НИЯУ МИФИ. Кроме того, приведён сравнительный анализ двух реализаций программы по скорости и точности результатов при использовании двух различных кластеров и разного количества узлов на них.

***Ключевые слова:** параллельное программирование, MPI, программа ODETTA, метод конечных элементов, радиационная безопасность, HPC кластер*

## **Прецизионные расчеты экспериментов по прохождению нейтронов через слои стального отражателя на сборках БФС-66, -64, -80-2 для пополнения верификационной базы обоснования реакторных установок со свинцовым теплоносителем**

О. Н. Андрианова<sup>1</sup>, Ж. В. Боровская<sup>2</sup>, Г. М. Жердев<sup>1</sup>,

А. П. Жирнов<sup>2</sup>, Е. С. Теплухина<sup>1</sup>

<sup>1</sup> АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

<sup>2</sup> АО «НИКИЭТ», Москва

В докладе представлены результаты работ по пополнению верификационной базы и оценки расчетной погрешности определения энерговыделения в стальном отражателе реакторной установки (РУ) со свинцовым теплоносителем на основе выполненных в разные годы экспериментов на критических сборках БФС посредством анализа и пересмотра проведенных ранее расчетно-экспериментальных исследований по прохождению нейтронов через слои стального отражателя [1].

В рассмотрение включены эксперименты на стенде БФС-66 по моделированию потоков нейтронов и фотонов в защитных композициях РУ, а также эксперименты на стендах БФС-64 и БФС-80-2 по моделированию прохождения

нейтронов и гамма-квантов через слои отражателей РУ из различных материалов [2]. Информация, представленная в выпущенных ранее материалах по описанию указанных экспериментов, проанализирована и дополнена соответствующими данными, необходимыми для составления детальных расчетных моделей для прецизионных нейтронно-физических кодов. На основе актуализированных и уточненных данных созданы детальные, прецизионные расчетные модели с детальным описанием гетерогенной структуры БФС и экспериментальных устройств и выполнены расчеты, подтверждающие их работоспособность.

Расчеты выполнены с использованием кодов на основе методов Монте-Карло (MCU-BR, MCNP, ММК-РФ) [3—5] с константами БНАБ-РФ, MDBBR50 и файлами РОСФОНД [6] основных нейтронно-физических характеристик, измеряемых на сборках БФС-66, -64, -80-2. Разработанные расчетные модели рассмотренных нейтронно-физических экспериментов могут быть использованы для обоснования проектов реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, верификации расчетных кодов и констант, обоснования константной составляющей погрешности характеристик реакторных установок [1].

*Ключевые слова:* интегральные эксперименты, БФС, прецизионные модели, БНАБ-РФ, РОСФОНД, MCU-BR, ММК-РФ

### Список литературы

1. РБ-061-11 – Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению «Нейтронно-физические расчеты».
2. *Dulin V., Matveenko I., Rozhikhin E., et.al.* An Overview of the Experiments Performed at the BFS Facilities and Evaluated for the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project. Nucl. Sci. and Eng., Vol: 178, No: 3, published: 10 December 2014.
3. *Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др.* «MCU-BR с библиотекой констант MDBBR50», Аттестационный паспорт ПС №400 от 14.07.2016.
4. *Андреанова О.Н., Мантуров Г.Н., Рожихин Е.Ю.* Применение неаналоговых методов в коде MCNP для расчетного анализа измерений скоростей реакций на критических сборках БФС / Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2016. № 2. С. 66—76.
5. *Жердев Г.М., Кислицына Т.С., Николаев М.Н.* Система комбинированных констант РОКОКО — современное состояние, результаты тестирования с геометрическим модулем ММК/ Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2018. № 2. С. 47—57.
6. *Андреанова О.Н., Головки Ю.Е., Мантуров Г.Н.* Верификация константного обеспечения РОСФОНД/БНАБ-РФ в расчетах международного теста OECD/NEA по критической безопасности систем с МОКС-топливом / Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2018. № 3. С. 160—170.

## **Расчёт по программам MCU-PD и ТВС-М показаний детекторов прямой зарядки**

**А. С. Бикеев, А. Ю. Курченков, Д. А. Шкаровский, В. В. Шкитырь**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Для успешного лицензирования и безопасного прохождения опытно-промышленной эксплуатации нового вида топлива в активной зоне действующего реактора ВВЭР, необходимо предварительно провести верификацию инженерных программ, штатно использующихся для проектирования топливных циклов, анализа безопасности работы активной зоны и расчётного сопровождения эксплуатации энергоблока.

В матрицу верификации инженерных программ входят задачи расчёта переходных функций датчиков прямого заряда (ДПЗ). ДПЗ являются частью системы внутриреакторного контроля. С их помощью определяется линейное энерговыделение в ТВС. Принцип работы ДПЗ основан на ядерных реакциях, сопровождаемых вылетом заряженных частиц. Движение заряженных частиц от эмиттера ДПЗ к коллектору создаёт электрический ток, который может быть измерен. Переходная функция ДПЗ — это соотношение между током ДПЗ и средней линейной мощностью шести твэл, окружающих ДПЗ. Переходные функции ДПЗ никогда не корректируются в процессе эксплуатации, поэтому к точности их определения предъявляются очень высокие требования.

В работе приведены основные результаты расчёта и сравнительного анализа переходных функций ДПЗ системы внутриреакторного контроля для ТВС ВВЭР с новым видом топлива, полученных по спектральной программе ТВС-М и реализующей метод Монте-Карло программе MCU-PD.

Для проведения расчётов разработаны расчётные модели (файлы исходных данных MCU-PD) нескольких типов ТВС, различающиеся видами топлива (урановое или смешанное уран-плутониевое), содержанием выгорающего поглотителя и расположением ДПЗ. В работе рассматривалось 2 варианта описания геометрии ДПЗ — гомогенное и гетерогенное. В гетерогенном варианте реализовано детальное описание геометрии всех элементов ДПЗ — эмиттера, коллектора, изолятора, экранирующей оболочки, кабелей, чехла сборки и других конструктивных элементов. На всех гранях расчётных моделей заданы условия зеркального отражения, т. е. расчёты проведены для бесконечной одно-родной решётки ТВС.

В качестве целевых функционалов в работе рассматривались переходная функция ДПЗ, ток ДПЗ и коэффициент нагрузки шести твэл, окружающих ДПЗ.

Для каждого типа ТВС расчёт целевых функционалов проводился в различных состояниях, различающихся по следующим параметрам: температура топлива, параметры теплоносителя (температура, плотность, концентрация борной кислоты), наличие органов регулирования, глубина выгорания топлива. Всего в работе было рассчитано свыше 600 вариантов.

Большинство расчётов проводились с гомогенным описанием геометрии ДПЗ, однако для одного типа ТВС проводились дополнительные расчёты с гетерогенным описанием геометрии ДПЗ.

Для каждого состояния моделировалось  $2 \cdot 10^8$  нейтронных историй, что позволило оценить целевые функционалы со статистической погрешностью ( $1\sigma$ ) не более 0,4 %.

Все расчёты с использованием программы MCU-PD проводились на многопроцессорном вычислительном кластере НИЦ «Курчатовский институт» [1]. Суммарное количество расчётного времени составило 210 дней. Расчёты с использованием программы ТВС-М проведены на персональном компьютере.

В работе впервые проведён сравнительный анализ переходных функций ДПЗ системы внутриреакторного контроля, рассчитанных по спектральной программе ТВС-М и реализующей метод Монте-Карло программе MCU-PD, с учётом выгорания топлива.

На основании анализа полученных результатов расчётов определены предельные отклонения целевых функционалов, рассчитанных по программе ТВС-М, от реперных результатов программы MCU-PD. Установлено, что предельные отклонения ТВС-М от MCU-PD при расчёте коэффициента нагрузки составляют не более 0,4 % и 1,6 % для уран-плутониевого и уранового топлива соответственно, при расчёте тока ДПЗ не более 0,9 % для состояний без органов регулирования и не более 2 % для состояний с опущенными органами регулирования. Предельные отклонения ТВС-М от MCU-PD при расчёте переходной функции ДПЗ составляют не более 2 %. Подтверждена приемлемая для системы внутриреакторного контроля точность расчётов в программе ТВС-М.

Установлено, что использование гомогенного описания окружения эмиттера в модели ДПЗ приводит к переоценке переходной функции ДПЗ в программе ТВС-М на величину порядка 0,7 %.

Обнаружен небольшой систематический тренд к занижению значения переходной функции при расчёте с использованием ТВС-М относительно расчёта MCU-PD при больших значениях выгорания топлива. Данный тренд не зависит от типа ТВС и совпадает с трендом, обнаруженным в работе [2].

### Список литературы

1. Центр коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» [Электронный ресурс] // [skp.nrcki.ru](http://skp.nrcki.ru): [сайт].
2. Тепловая мощность ВВЭР, измеренная по показаниям ДПЗ / А.Ю. Курченков [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2018. № 5. С. 63—73.

## **Система кодов для физического проектирования реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем**

**А. В. Баловнев, А. П. Жирнов, А. Н. Иванюта, Е. О. Солдатов**

*АО «НИКИЭТ», Москва*

В настоящее время реализуется проект БРЕСТ-ОД-300 для демонстрации возможностей данной концепции реактора. Для осуществления крупномасштабного развития ядерной энергетики, отвечающей современным требованиям, проектируется конкурентоспособный коммерческий энергоблок БР-1200 электрической мощностью 1200 МВт.

Для реакторов БРЕСТ-ОД-300, БР-1200 максимальная температура оболочки твэла является важнейшим параметром, влияющим на безопасную эксплуатацию реактора. В активной зоне используются бесчехловые ТВС, в результате чего максимальная температура оболочек твэлов явно зависит не только от выделяемой мощности, но и от теплогидравлических параметров ТВС. Таким образом, оценка максимальных температур оболочек твэлов является комплексной задачей и состоит из согласованных нейтронно-физических и теплофизических расчетов.

Необходимость научного сопровождения для данного типа реакторов привели к необходимости разработки системы кодов нового поколения, позволяющая выполнять работы по физическому проектированию и обоснованию безопасности проектов опытно-демонстративных и промышленных энергокомплексов с РУ на быстрых нейтронах.

Современный подход к физическому проектированию подразумевает использование высокопроизводительных систем интегральных кодов. За основу системы кодов взят диффузионный аттестованный программный комплекс ФАСТ-BR, предназначенный для трехмерных нейтронно-физических расчетов стационарных состояний, а также быстрых и медленных нестационарных процессов. Разработан и интегрирован теплофизический модуль IVIS-BR, предназначенный для теплофизических и теплогидравлических расчетов при моделировании стационарных и нестационарных состояний. В настоящее время ведется доработка по усовершенствованию системы кодов, которая будет удовлетворять требованиям к интегральным кодам нового поколения.

## **Оценка радиационной безопасности транспортного контейнера при перевозке отработавшего нитридного уран-плутониевого топлива БН-600 с использованием программы MCU-FR**

**А. А. Белов**

*ИБРАЭ РАН, Москва*

**А. С. Бикеев, Ю. С. Дайченкова, Д. А. Шкаровский**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

В рамках проекта «Прорыв» ведётся разработка реакторных установок на быстрых нейтронах со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом в замкнутом ядерном топливном цикле [1]. Для транспортирования отработавших тепловыделяющих сборок реакторной установки БН-600 со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом планируется использовать штатный транспортный контейнер, вмещающий 35 ТВС.

Для проведения оценки радиационной безопасности транспортного контейнера с использованием реализующей метод Монте-Карло программе MCU-FR [2] была создана и апробирована трёхмерная модель экспериментальной ТВС и трёхмерная модель транспортного контейнера.

В расчётной модели экспериментальной ТВС реализовано высотное разбиение топливного столба на 11 слоёв. С помощью программного комплекса ГЕФЕСТ [3] получено распределение плотности потока нейтронов в активной зоне реактора БН-600 в 26-групповом приближении. Затем с помощью кода BPSD/V2.1 [4] рассчитывался изотопный состав выгоревшего топлива. Входными данными для расчёта служили плотности потока нейтронов и микроскопические сечения, подготовленные с использованием CONSYST/БНАБ-РФ-2020 [5]. Отслеживалась трансмутация 47 актиноидов и 428 продуктов деления. В транспортный контейнер загружались отработавшие ТВС с общим временем нахождения в активной зоне — 592 эффективных суток, выдержкой во внутриреакторном хранилище и в бассейне выдержки — 160 суток и 100 суток соответственно.

С использованием программы MCU-FR проведён расчёт интенсивностей и спектров источников ионизирующего излучения в топливе. Использовалось следующее групповое энергетическое разбиение — 299 нейтронных групп, 127 фотонных групп.

В разработанную расчётную модель транспортного контейнера была интегрирована модель экспериментальной ТВС. Получившаяся модель использовалась для проведения расчётов мощности эквивалентной дозы от источников ионизирующего излучения в топливе. Рассматривалось азимутально-радиальное распределение мощности эквивалентной дозы в плоскости центра активной зоны. Все расчёты проведены на кластере НРС2 — массивном кластере для параллельных вычислений, входящем в состав вычислительных ресурсов МВК НИЦ «Курчатовский институт» [6].

В ходе оценки радиационной безопасности показано, что в нормальных условиях транспортирования максимальные суммарные расчётные уровни излучений составляют:

- не более 4,6 мЗв/ч на поверхности контейнера, что не превышает установленного ограничения 10 мЗв/ч на условиях исключительного пользования;
- не более 1,4 мЗв/ч на расстоянии 1 м от поверхности контейнера;
- не более 0,6 мЗв/ч на расстоянии 2 м от поверхности контейнера.

Установлено, что мощность эквивалентной дозы от нейтронного и фотонного излучений равномерно распределена на поверхности транспортного контейнера.

Разработанная в рамках данной работы модель транспортного контейнера и полученные с использованием программы MCU-FR результаты расчётов будут использованы для подготовки верификационной базы расчётного кода ODETTA [7].

### Список литературы

1. *Егоров А.В., Макеева И.Р., Попов И.С., Родина Е.А., Соколов В.П., Шмидт О.В.* Обоснование и оптимизация перехода РБН в режим замыкания топливного цикла // Сборник докладов отраслевой конференции по теме: «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах» 11-12 октября 2018 г., г. Томск, с. 209—220.
2. *Гуревич М.И., Калугин М.А., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А.* Характерные особенности MCU-FR// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, № 5, 2016. с. 17—21.
3. *Асатрян Д.С., Белов А.А., Перегудов А.А. и др.* Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН 800 в стационарном режиме. Атомная энергия, 2015, том 118, вып. 6, с. 303—309.
4. *Белов А.А., Селезнев Е.Ф.* Решение задачи нуклидной кинетики с полной матрицей переходов нуклидов. Известия РАН. Энергетика, 2013, № 3, с. 41—52.
5. *Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты. Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, 2014, № 3, с. 93—101.
6. Центр коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» [Электронный ресурс] // [scr.nrcki.ru](http://scr.nrcki.ru): [сайт].
7. *Сычугова Е.П., Белоусов В.И., Селезнев С.А.* Апробация кода ODETTA на экспериментах по защите реактора. Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики. Десятая международная научно-техническая конференция МНТК-2016. Сб. трудов, Москва, 2016.

## **Валидация нейтронно-физической и теплогидравлической расчётных моделей облучательного ампульного устройства на результатах реакторных испытаний в ИЯР ИР-8**

**А. Е. Кругликов, В. А. Насонов, Ю. Е. Песня, В. В. Трофимчук**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Конструкционные материалы, используемые в ядерных энергетических установках, подвергаются действиям таких факторов, как температура, механические и термические нагрузки, коррозия и ионизирующее излучение. Для изучения поведения в реакторных условиях и увеличения срока эксплуатации сверх проектного ресурса используемых на сегодняшний день конструкционных материалов, в частности сталей корпусов реакторов ВВЭР, проводятся исследования их радиационной стойкости. Такие исследования включают в себя эксперименты по ускоренному облучению с заданными параметрами, которые проводятся, в том числе, на облучательной базе радиационного материаловедения ИЯУ ИР-8. Для этого исследуемые образцы помещаются в обойму специального экспериментального устройства ампульного типа, которое устанавливается в экспериментальный канал реактора ИР-8. Компьютерное моделирование позволяет получать данные по величине накопленного в исследуемых образцах флюенса быстрых нейтронов на любом этапе облучения, а также высотное и радиальное распределение энерговыделения и температур во всех элементах ампульного устройства, что является большим преимуществом по сравнению с экспериментальными данными, где измерение температур производится только в шести точках заделки термопар по высоте обоймы. Такое расчётное сопровождение даёт возможность в режиме реального времени получать больше данных по эксперименту даже в случае выхода из строя измерительных приборов. Моделирование набора флюенса и энерговыделения в испытуемых образцах и элементах ампульного устройства проводится с использованием программы MCU-PTR — прецизионного кода, реализующего метод Монте-Карло. Для расчётного определения поля температур используется входящий в программный пакет ANSYS теплогидравлический модуль CFX — трехмерный CFD код, основанный на методе конечных элементов.

Для проведения расчётов рабочих загрузок реактора при помощи программы MCU-PTR созданы детальные расчётные математические модели геометрии ИР-8 с ампульными устройствами с исследуемыми образцами. Для учёта неравномерности энерговыделения в поперечном сечении, образцы и обойма разделяются на сектора. В результате нейтронно-физических расчётов были получены распределения энерговыделения по высоте каждого сектора исследуемых образцов и обоймы ампульного устройства. Эти данные по распределениям были использованы в теплогидравлической расчётной модели, включающей ампулу, омываемую водой в канале ИР-8, для получения детального высотного и радиального распределения температур. Поскольку энерговыделение только за счёт поглощения гамма-излучения не может обеспечить требуемый температурный режим, в конструкции ампульного устройства присутствуют электронагреватели для компенсации возникающего недогрева испытуемых образцов. В связи с

этим, на установленной в реакторе ИР-8 ампуле, была проведена серия экспериментов по определению доли энерговыделения от гамма-излучения и электронагревателей, регулируемых автоматикой. Для этого, при помощи термопар ампульного устройства, было произведено измерение температур сначала при работающем на мощности реакторе и отключенными электронагревателями, а затем во время остановки реактора при включенных электронагревателях.

Анализ и сравнение результатов нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов с экспериментальными данными подтверждают корректность моделирования облучательных экспериментов на ИР-8, используя связь расчётных кодов MCU-PTR и ANSYSCFX.

### **Подготовка и верификация в пакете ГРУКОН библиотек групповых констант комплекса САПФИР из файлов оцененных данных**

**А. С. Листов, В. Д. Жуков, В. В. Сеница**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Listov\_AS@nrcki.ru*

Один из фундаментальных вопросов при проведении расчетов для обоснования ядерной безопасности — это константное обеспечение. В рамках развития комплекса программ САПФИР-2006 для анализа безопасности при обращении с ядерным топливом, на базе пакета прикладных программ ГРУКОН была разработана система процедур подготовки и верификации библиотек групповых констант для быстрых (ТЕМБР) и тепловых (ТЕПКОН) нейтронов из файлов оцененных данных в формате ENDF-6. Система позволяет осуществлять поэтапную переработку данных с использованием оригинальных алгоритмов, реализованных в пакете процессинговых программ ГРУКОН. Для проверки полученных результатов проводятся расчёты по альтернативным процессинговым программам NJOY-2016 и PREPRO-2018. Их визуальное сравнение обеспечивается интерфейсными и графическими модулями пакета GRUCON. Таким образом, система функционально замещает константный блок пакета САПФИР (B30), базирующейся на американской программе NJOY, позволяя осуществлять более высокую надёжность переработки. С помощью представленной системы процедур выполнена переработка оцененных данных из библиотек ENDF/B-VII.1 и РОСФОНД-2010 в рабочие библиотеки САПФИР. На их основе проведен расчет серии бенчмарк-экспериментов. Так же были подготовлены библиотеки в формате ACE для расчета по программе MCNP-4c2. В докладе приводятся: описание системы, сравнение результатов верификационных расчётов, предварительные результаты валидации на основе интегральных бенчмарк-экспериментов.

#### **Список литературы**

1. *Тебин В.В., Борисенков А.Э.* Комплекс программ САПФИР-2006 для расчета полномасштабных активных зон реакторов ВВЭР методом Монте-Карло // Вестник Саратовского ГТУ. 2006 №4(20), выпуск 5. С. 94.

2. *Синица В.В.* Пакет программ ГРУКОН для переработки оцененных ядерных данных. Руководство пользователя (декабрь 2017), [www-nds.iaea.org/grucon/](http://www-nds.iaea.org/grucon/).
3. "ENDF6 Formats Manual: Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files ENDF/B-VI and ENDF/B-VII", ed. A. Trkov and D. Brown, BNL Report BNL90365-2009 Rev.2, CSEWG Document ENDF-102 (2011), [www.nndc.bnl.gov/csewg/docs/endlf-manual.pdf](http://www.nndc.bnl.gov/csewg/docs/endlf-manual.pdf).
4. *Kahler III, A.C., and Macfarlane, Robert.* NJOY2016. Computer software. URL: <https://www.njoy21.io/NJOY2016/>.
5. *Cullen D.E.*, The ENDF/B Pre-processing Codes PREPRO-2018, [www-nds.iaea.org/public/endlf/prepro/](http://www-nds.iaea.org/public/endlf/prepro/).

## **Оценка системных характеристик реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя для различных топливных циклов**

**А. С. Лапин, А. С. Бобряшов, В. Ю. Бландинский, Е. А. Бобров**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

В настоящее время атомная энергетика работает в условиях открытого топливного цикла. Одним из важнейших направлений развития ядерной энергетики является замыкание ядерного топливного цикла.

Решение этой проблемы возможно с использованием реакторов на быстрых нейтронах. Для достижения этой цели рассмотрена возможность использования реактора с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемого водой сверхкритических параметров (СКД) [1]. Реактор СКД может эффективно использоваться в замкнутом ядерном топливном цикле, поскольку дает возможность использовать отработанное топливо и отвалный уран с небольшим добавлением плутония.

Рассмотрены варианты компоновки активной зоны с изменением размеров активной зоны и зон воспроизводства. Оценена возможность размещения зон воспроизводства из различных материалов внутри активной зоны. На основе проведенных исследований, выбран приемлемый вариант активной зоны с точки зрения системных характеристик. Для рассмотренной компоновки активной зоны реактора исследована возможность замыкания уран-плутониевого и уран-ториевого топливных циклов.

Проведены исследования системных характеристик реакторной установки для следующих вариантов топливных загрузок:

- загрузка МОХ-топлива в активную зону, обедненный уран в боковой зоне воспроизводства;
- загрузка уран-ториевого топлива в активную зону и боковые экраны.

### **Список литературы**

1. *Фролова М.В., Теплов П.С., Чибиняев А.В., Алексеев П.Н.* Исследование нейтронно-физических характеристик быстрого реактора, охлаждаемого водой со сверхкритическими параметрами СКД. Москва, 2010.

## **Переработка перспективных видов ядерного топлива**

**Е. А. Камаева, А. С. Кудинов, М. С. Агафонова-Мороз, Н. В. Ковалёв,  
А. А. Мурзин, Н. В. Рябкова**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург*

С развитием гражданской атомной энергетики появляются новые виды топлива для АЭС. К ним можно отнести перспективные виды — толерантное топливо Accident Tolerant Fuel (ATF) и топливо для атомных станций малой мощности (АСММ).

«Толерантное топливо» по формулировке МАГАТЭ — устойчивое к авариям ядерное топливо, предназначенное для зарубежных АЭС российского дизайна с реакторами ВВЭР-1000/1200. Проектируемые сегодня атомные станции малой мощности рассчитаны под топливо, имеющее малое обогащение, но высокое выгорание и неопределённое сейчас время выдержки.

Сейчас в ГК «Росатом» активно ведутся разработки таких перспективных видов топлива, но при этом вопрос о последующей переработке отодвинут на второй план. Из-за большого разнообразия предлагаемых топливных композиций и конструкционных материалов нельзя с уверенностью сказать, по какой схеме перерабатывать будущее ОЯТ.

Для переработки ОЯТ ATF экономически целесообразно разработать схему, совместимую с уже имеющимися промышленными технологиями, вероятно, при смешении с традиционными видами ОЯТ. В таком случае может быть разработан универсальный процесс растворения, а переработку ОЯТ можно будет вести либо на действующем предприятии — ПО «Маяк», либо на строящемся — ОДЦ ГХК, либо на будущем коммерческом заводе четвертого поколения (РТ-2). Для топлива АСММ необходимо рассмотреть возможность использования ПРК для переработки малых объемов ОЯТ.

***Ключевые слова:** толерантное топливо, атомные станции малой мощности, переработка отработавшего топлива, атомные станции российского дизайна*

### **Сведения об авторах**

*Камаева Елена Андреевна*, м.н.с. лаборатории технологий обращения с ОЯТ, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» (194021, Санкт-Петербург, 2-й Муринский пр., д. 28), тел.: 89117569932, [kamaeva@khlopin.ru](mailto:kamaeva@khlopin.ru)

*Кудинов Александр Станиславович*, к.т.н., начальник отдела НИР по обращению с ОЯТ и РАО, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина».

*Агафонова-Мороз Марина Сергеевна*, н.с. лаборатории технологий обращения с ОЯТ, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина».

*Ковалёв Никита Владимирович*, н.с. лаборатории ядерных физических исследований, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

*Мурзин Андрей Анатольевич*, к.х.н., зам. начальника отдела НИР по обращению с ОЯТ и РАО, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

*Рябкова Надежда Валентиновна*, к.х.н., начальник лаборатории технологий обращения с ОЯТ, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

## Верификация $S_N$ -моделирования программы FRIGATE на специальных тестовых задачах

А. С. Залесова, А. А. Николаев

ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

В докладе представлены результаты расчетов тестовых задач, выполненных в рамках верификации блока  $S_N$ -моделирования программы FRIGATE.

На модели куба, составленного из набора сеток Шестакова (рис. 1), выполнено тестирование различных типов граничных условий (отражения, вращения, периодичности и их комбинирования) в сочетании с использованием различных  $S_N$ -квадратур (в том числе специальных квадратур) в разных энергетических группах.

На модели пластины с заданным поверхностным источником (рис. 2) выполнена проверка опции программы в части конструирования поверхностного граничного источника и последующего расчета с его использованием в качестве граничных исходных данных.

По результатам верификации получено полное согласие результатов с результатами, принятыми в качестве эталонных.

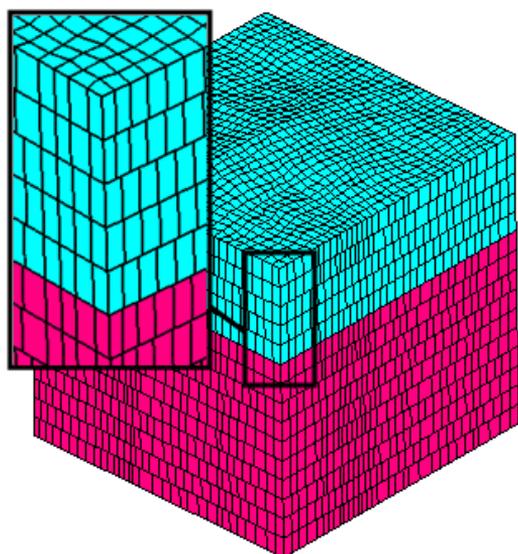
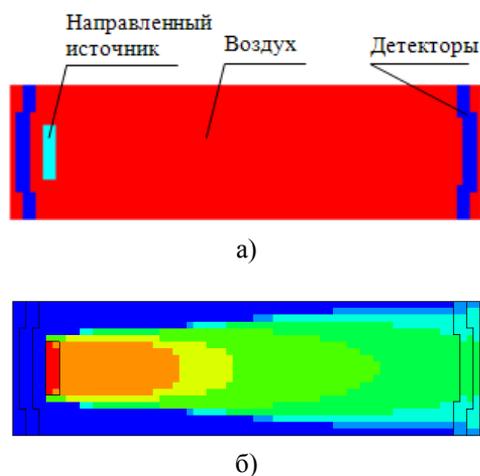


Рис. 1. Фрагмент модели куба, составленного из набора сеток Шестакова



а) модель пластины с заданным поверхностным источником,  
б) распределение плотности потока в  $S_{512}$

Рис. 2. Специальная тестовая задача

## **Обоснование технических решений реакторного контура установок БРС-ГПГ малой и средней мощности с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем**

**А. В. Безносков, Т. А. Бокова, П. А. Боков, А. Р. Маров, А. В. Львов, Н. С. Волков**

*НГТУ, ФГБОУ ВО «Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева», Нижний Новгород*

Представлен анализ и новые научно-технические решения, соответствующие эволюционному развитию реакторных установок малой и средней мощности с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями.

Анализ выполнен на основе опыта создания и эксплуатации РУ со свинцово-висмутовым теплоносителем и исследований, прежде всего, экспериментальных, выполненных в Нижегородском государственном техническом университете (НГТУ) в обоснование прорабатываемой в НГТУ РУ малой и средней мощности с горизонтальными парогенераторами (БРС-ГПГ) в мощном диапазоне от 50 до 250 МВт (эл.)

В работе обоснован выбор теплоносителя. Исходя из критериев экономичности и безопасности, применение свинцового теплоносителя, вероятно, более обосновано, чем свинцово-висмутового.

При предложенной компоновке реакторного контура достигается максимально возможная естественная циркуляция, что существенно повышает безопасность РУ. При этом повышение экономичности энергоблока возможно как за счёт максимальной величины её удельной мощности, так и за счёт минимальных массогабаритных характеристик реакторного контура.

Результаты исследований (моделирования) одной из наиболее потенциально опасных аварий в РУ с ТЖМТ — «большая течь парогенератора» позволяет качественно уменьшить последствия аварии при применении конструкции горизонтального парогенератора, в котором трубную систему располагают с минимальным заглублением труб под уровень ТЖМТ (до ~ 1,0 м), что позволяет исключить поступление воды в активную зону реактора, перепрессовку реакторного контура и др.

Вероятно, целесообразно рассматривать применительно к РУ БРС-ГПГ характеристики активной зоны, аналогичные принятым для РУ СВБР или БРЕСТ-ОД-300.

Предложена система расхолаживания реактора и обеспечения стояночных режимов РУ, исследуются её характеристики и обрабатывается на стендах НГТУ.

## **Валидация группового физического модуля в программе расчета нейтронной кинетики КИР2 на основе бенчмарк-теста C5G7**

**И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисиан**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

В НИЦ «Курчатовский институт» разрабатывается программа KIR2 для решения стационарного и нестационарного уравнения переноса нейтронов на основе аналогового метода Монте-Карло. В программу были внедрены алгоритмы взаимодействия нейтрона с веществом по групповым сечениям и макропараметрам. Алгоритмы реализованы в виде группового физического модуля МАГМА (МАлоГрупповой Модуль с учетом Анизотропного рассеяния). Валидация нового физического модуля была проведена на основе расчета математического бенчмарк-теста 3-DExtension C5G7 MOX.

Бенчмарк содержит три расчетные модели активной зоны, различающиеся уровнем погружения поглощающих стержней. Материальный состав активной зоны представлен в виде групповых сечений и макроконстант. В качестве опорных характеристик, с которыми сравниваются результаты расчета программ, используются эффективный коэффициент размножения и распределения энерговыделения, рассчитанные по программе MCNP со статистикой 500 млн. Кроме этого в описании бенчмарка представлены результаты расчета и валидации детерминистических и использующих метод Монте-Карло программ.

Для сопоставления результатов с опорными данными применяются полученные по MCNP доверительные интервалы ( $1\sigma$ ,  $2,576\sigma$ ,  $2,92\sigma$  и  $3,291\sigma$ ). Кроме этого для сравнения используются специальные оценки: AVG (среднее отклонение), RMS (среднеквадратичное отклонение) иRME (среднее относительное отклонение).

Результаты расчета Кэфф и энерговыделения по программе КИР2 со статистикой 500 млн и 50 млрд историй нейтронов хорошо согласуются с результатами реперной программы в пределах доверительных интервалов, а также по оценкам AVG, RMS иRME.

При анализе результатов работы, было замечено, что если использовать в качестве опорных расчетные значения по программе КИР2со статистикой 50 млрд, то снижаются оценки отклонений AVG, RMS, RME для большинства представленных в бенчмарке результатов расчета по детерминистическим кодам.

Следует отметить, что по мере увеличения расчетной статистики снижаются значения доверительных интервалов, и в пределе они стремятся к нулевым значениям. Тогда, использование интервалов для сопоставления становится некорректным, поскольку все сравниваемые результаты будут лежать за их границами.

Таким образом, результаты валидации демонстрируют корректность работы группового модуля МАГМА. Кроме этого, анализ результатов показал возможность использования результатов программы KIR2 (50 млрд), в качестве опорных, а для сопоставления результатов с опорными желательнее применять оценки AVG, RMS и RME.

## **Предварительный дизайн управляющих стержней в жидкосолоевом реакторе SD-TMSR**

**Е. В. Богданова, А. Д. Смирнов, Г. В. Тихомиров**

*НИЯУ МИФИ, Москва*

**О. Ашраф**

*Университет Айн-Шамс, Каир, Египет*

Реактивность в одножидкостном двухзонном ториевом реакторе с расплавленной солью SD-TMSR контролируется двумя системами контрольных сборок: (1) управляющие устройства безопасности (Control Safety Developments — CSD) и (2) разветвленные устройства безопасности (Diverse Safety Developments — DSD).

В настоящей работе использовались управляющие стержни из В<sub>4</sub>С с 90-процентной массовой долей основного поглощающего изотопа <sup>10</sup>B. Поскольку количество и распределение управляющих сборок в SD-TMSR ранее не изучались, мы предложили уникальное распределение в качестве отправной точки для этого анализа.

В некоторых тепловыделяющих сборках четыре управляющих стержня были размещены в графитовых шестиугольниках.

Общее количество тепловыделяющих сборок с управляющими стержнями — 25, из них CSD — 16, а DSD — 9 сборок. Размещение тепловыделяющих сборок с управляющими стержнями в активной зоне SD-TMSR представлены в настоящей работе.

Кроме того, реактивность, интегральные и дифференциальные значения управляющих стержней, а также интерференция между управляющими стержнями были рассчитаны с использованием кода на основе Монте-Карло Serpent 2.

Результаты анализа показали, что предложенное размещение управляющих стержней позволит компенсировать избыточную реактивности при выгорании топлива и аварийном отключении реактора.

***Ключевые слова:*** жидкосолоевой реактор, ториевый топливный цикл, системы управления и защиты реактора, метод Монте-Карло

## **Применение неаналогового моделирования Монте-Карло в задачах расчета защиты быстрых реакторов**

**Е. В. Богданова, Г. В. Тихомиров**

*НЯИУ МИФИ, Москва*

**И. Р. Суслов, Ю. С. Хомяков**

*ЧУ «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва,*

При проектировании и эксплуатации ЯЭУ одной из важнейших задач является оценка радиационной защиты реактора. В настоящее время наиболее распространены детерминистические (метод дискретных ординат) и стохастические расчетные методы оценки функционалов. При больших ослаблениях потока нейтронов (на 5—15 порядков) оценка физических параметров сопровождается наличием больших погрешностей, в связи с чем задачи на расчет глубокого проникновения излучения требуют больших вычислительных затрат.

Наиболее точное моделирование переноса излучения достигается за счет использования прецизионных программ, реализующих метод Монте-Карло, с непрерывной зависимостью сечений от энергии. Однако, детальное описание геометрии и использование в расчетах непрерывных сечений взаимодействий частиц приводят к большому счетному времени. Для повышения точности оценки расчетных функционалов и увеличения скорости счета существуют различные методы понижения дисперсии, заключающиеся в неаналоговом моделировании Монте-Карло.

В настоящей работе рассматривается возможность применения неаналогового моделирования в задаче расчета защиты полномасштабной модели быстрого реактора со свинцовым теплоносителем. Была проведена оценка интегральных по объему потоков нейтронов в точках, находящихся на большом расстоянии от центра активной зоны реактора.

Результаты анализа показали значительное снижение дисперсии при использовании неаналогового метода Монте-Карло.

***Ключевые слова:*** Метод Монте-Карло, неаналоговое моделирование, быстрые реакторы, тестовые задачи, задача расчета защиты реактора

## **Программа DECAR для моделирования переноса нестабильных нуклидов по помещениям и расчета эффективных доз облучения**

**О. В. Давиденко, С. В. Цибульский**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

При анализе аварийных ситуаций, связанных с выходом радиоактивных нуклидов как за пределы реакторной установки, так и за пределы защитных оболочек твэлов, кассет и контейнеров, основополагающим фактором для оценки последствий воздействия на персонал и население является точность расчета изотопного состава выброса и его массопереноса по помещениям предприятия с последующим выходом в окружающую среду.

При этом, помимо изменения изотопного состава выброса во времени, следует учитывать также процессы абсорбции и десорбции радиоактивных нуклидов на стенках помещений и защитных оболочек, форму нуклидов (атомарный, молекулярный и аэрозольный), а также массоперенос воздуха между помещениями, наличие фильтров и систем вентиляции.

Так же следует учитывать, что выход продуктов деления из активной зоны может происходить как мгновенно, так и в течение некоторого промежутка времени. В последнем случае требуется корректный учет изменения скорости выхода нуклидов за счет процессов, протекающих непосредственно в реакторе или кассете (главным образом это относится к изменению изотопного состава).

Таким образом, повышение расчетной точности оценки эффективных доз облучения персонала и населения, а также уровней загрязнения помещений является актуальным. В связи с этим для расчета переноса нестабильных нуклидов по помещениям предприятий топливного цикла и определения возможного аварийного радиационного воздействия на персонал был разработан программный комплекс DECAR.

Программный комплекс DECAR позволяет проводить расчетное моделирование переноса нестабильных нуклидов по помещениям предприятий топливного цикла или выхода продуктов деления за пределы защитных оболочек. На основе полученных данных по концентрациям нестабильных нуклидов определяется накопленная активность в помещениях (объемная и осажденная на стенках) и рассчитываются эффективные дозы облучения персонала.

Программа DECAR была разработана в рамках работ по расширению функциональных возможностей программного комплекса UNK, предназначенного для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов различного типа. Он состоит из программ расчета спектра нейтронов в ячейке и кассетах реактора, программ расчета изменения изотопного состава топлива и программ полномасштабного расчета реактора в многогрупповом приближении методом характеристик и методом Монте-Карло. Программный комплекс DECAR может работать либо составляющая программного комплекса UNK, либо как независимое программное средство.

Библиотека комплекса UNK сгенерирована из файлов оцененных ядерных данных (ENDF/B-VI, JENDL-3.2, JEF-2.2). Для решения уравнений изотопной кинетики библиотека состоит из двух взаимозаменяемых частей, сгенерированных из файлов оцененных ядерных данных соответственно ENDF/BVI и JENDL-3.2. Библиотека программного комплекса DECAR базируется на библиотеке программного комплекса UNK, которая была дополнена данными по характеристикам гамма-квантов, излучаемых нестабильными нуклидами при распаде. Эти данные были взяты из библиотеки ENDF-B/VI.

В докладе приведено описание программного комплекса DECAR, предназначенного для расчета переноса нестабильных нуклидов по помещениям предприятий топливного цикла и определения возможного аварийного радиационного воздействия на персонал и население.

Приведено описание методики решения уравнений изотопной кинетики, реализованной в комплексе DECAR и результаты его верификации.

Работоспособность комплекса DECAR и его функциональные возможности продемонстрированы на примере расчета массопереноса нуклидов (топливной композиции), вышедших за пределы реактора, в помещениях предприятия. Рассмотрены разные варианты развития аварийной ситуации: включение и выключение системы вентиляции, а также влияния системы фильтров на массоперенос нуклидов по помещениям предприятия.

Полученные результаты показывают, что точность расчета нуклидного состава в процессе трансмутаций составляет 0,1 %, а дисбаланс в концентрациях нуклидов при расчете цепочек трансмутаций не превышает 2 %.

Также, в докладе представлены результаты моделирования массопереноса топливной композиции как в части расчета изменения изотопного состава, так и в части расчета эффективных доз облучения персонала не противоречат физическим представлениям о развитии процесса во времени и, следовательно, программный комплекс DECAR может быть использован для расчета аварийных ситуаций, связанных с выходом активности за пределы защитных оболочек.

## **Расчёт коэффициентов чувствительностей экспериментов по облучению топлива в быстрых реакторах**

**Г. Н. Мантуров, М. Н. Слюняев, К. В. Тыклеева**

*АО «ГНЦ РФ–ФЭИ», Обнинск*

**Ю. С. Хомяков**

*ЧУ ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва*

В АО «ГНЦ РФ–ФЭИ» несколько лет ведётся работа по анализу экспериментов по облучению различных видов топлива в быстрых реакторах с использованием современных данных и расчётных средств.

В докладе представлены результаты дальнейшего исследования по анализу точности оценки параметров отработавшего ядерного топлива с использованием выполненных экспериментов на БН-350 по облучению разных видов топлива.

Получены новые данные по чувствительности этих экспериментов к нейтронным сечениям и другим входным данным. Расчёты выполнены параллельно и независимо по программам TRIGEX и SKIF с использованием библиотеки констант БНАБ-93.

Полученные результаты будут использоваться при обосновании информативности выполненных экспериментов на БН-350 применительно к СНУП топливу.

Также материал рекомендуется для использования при разработке верификационных баз данных для верификации ядерных констант и расчётных к

## **Расчёт биологической защиты транспортного контейнера для облучённого графитового замедлителя ядерных реакторов типа РБМК-1000**

**Н. М. Сидоров, А. В. Ившин, Е. Д. Федорович**

*Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого (СПбПУ Петра Великого), Санкт-Петербург, Россия*

2018 год стал завершающим для 1-го энергоблока РБМК-1000, находившегося в эксплуатации с 1973 года на Ленинградской атомной электростанции. Останов энергоблока положил начало постепенному полномасштабному процессу вывода из эксплуатации данного типа энергетических реакторов на территории нашей страны.

Для всех реакторов, в которых в качестве замедлителя нейтронов используется графит, по окончании срока службы необходимо убрать его с площадки и хранить безопасным образом. Концепция «захоронения на месте» для энергетических уран-графитовых реакторов на данный момент не рассматривается.

В будущем, для безопасного хранения и транспортировки облучённого графитового замедлителя необходимо разработать контейнер, который позволит обеспечить надлежащий уровень обращения на площадке выводимого из эксплуатации объекта, в пути до пункта сортировки, переработки и окончательной изоляции. Материал контейнера должен удовлетворять требованиям не только радиационной безопасности, обеспечивая необходимый уровень биологической защиты, но и обладать должными прочностными характеристиками и способностью выдерживать предполагаемые динамические нагрузки.

Применение данных контейнеров актуально при выводе из эксплуатации Ленинградской АЭС, так как позволит значительно ускорить этот процесс и обеспечить выполнение требований экологической безопасности.

Расчёт биологической защиты контейнера для облученного графита представляет достаточно сложную задачу в связи с неоднородной структурой графита, деформациями, возникшими в ходе эксплуатации и большим разнообразием входящих в его состав радионуклидов, являющихся активными  $\gamma$ - и  $\beta$ -излучателям.

Для моделирования были отобраны широко используемые конструкционные материалы (бетон, сталь), а также высокопрочный чугун с шаровидным графитом как перспективный конструкционный материал, который позволит обеспечить высокий уровень экологической безопасности с точки зрения биологической защиты.

В настоящей работе были применены программные системы моделирования такие как:

– MicroShield, позволяющая значительно ускорить процесс оценки применения конструкционных материалов, которые могут быть использованы в качестве биологической защиты, и подобрать наиболее оптимальный вариант загрузки в контейнер блоков графита;

– MCC 3D, программа для имитационного трёхмерного моделирования систем детектирования и регистрации ионизирующих излучений, имеющая развитый графический интерфейс, возможность проводить параллельные вычисления и моделировать реалистичных схем распада.

С помощью этих систем была определена величина биологической защиты контейнера для облучённого графита с радионуклидным составом согласно данным экспериментальных исследований.

Практическая значимость работы заключается в использовании результатов проведённых расчётов при проектировании и создании контейнеров для транспортировки и хранения облучённого графитового замедлителя.

Секция 4.

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ  
БЕЗОПАСНОСТЬ ОБЪЕКТОВ  
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

**Расчетное моделирование дожигания ТВС энергоблоков  
№ 1 и № 2 Ленинградской АЭС после вывода из эксплуатации**

Ю. В. Алимов, Н. М. Галеева, А. П. Жирнов, П. Б. Кузнецов,  
И. М. Рождественский

*АО «НИКИЭТ», Москва*

При остановке реактора для вывода из эксплуатации значительная часть облученных тепловыделяющих сборок (ОТВС) имеет потенциал для дальнейшего использования в других реакторах АЭС, поскольку глубина их выгорания далека от предельной, предусмотренной техническими условиями. В настоящее время энергоблок № 1 Ленинградской АЭС остановлен для вывода из эксплуатации, энергоблок № 2 ЛАЭС будет остановлен в 2020 году. Повторное использование ОТВС реакторов энергоблоков № 1 и 2, выгруженных из активной зоны после их останова, в реакторах энергоблоков № 3 и 4 позволит сократить использование свежих тепловыделяющих сборок (СТВС) и снизить количество ОТВС, подлежащих длительному хранению в хранилище отработанного ядерного топлива.

В данной работе проведено моделирование работы реакторов РБМК-1000 энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС при загрузке облученных ТВС энергоблоков № 1 и № 2 Ленинградской АЭС после вывода их из эксплуатации. Показаны нейтронно-физические характеристики реакторов, обоснована их ядерная безопасность и показано сокращение расхода СТВС по сравнению со штатной загрузкой свежего топлива.

Результаты проведенных исследований показали, что нейтронно-физические характеристики реакторов энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС при работе в режиме дожигания ОТВС в сочетании с загрузкой свежих ТВС поддерживаются в эксплуатационных диапазонах. Расчеты проведены по аттестованным программным средствам: программному комплексу SADCO и программному комплексу прецизионных нейтронно-физических расчетов MCU-RBMK.

## **Перевод реакторов РБМК-1000 на регенерированное топливо с повышенным содержанием четных изотопов урана**

Ю. В. Алимов, Н. М. Галеева, В. К. Давыдов, А. П. Жирнов,  
П. Б. Кузнецов, И. М. Рождественский

АО «НИКИЭТ», Москва

Начиная с 2019 года в реакторах РБМК-1000 планируется использовать ТВС с регенерированным уран-эрбиевым топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана. В настоящее время в реакторах РБМК-1000 используется уран-эрбиевое топливо, в котором применяется регенерированный уран, содержащий наряду с основными изотопами ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ) так называемые четные изотопы ( $^{232}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ). Наличие четных изотопов оказывает влияние на нейтронно-физические характеристики топлива и радиационную обстановку при обращении со свежим топливом. Присутствие в топливе изотопа  $^{236}\text{U}$  приводит к непроизводительному поглощению нейтронов и как следствие к снижению запаса реактивности в свежем топливе, снижению выгорания выгружаемого топлива и увеличению расхода свежих тепловыделяющих сборок. Для компенсации этого эффекта при изготовлении увеличивают содержание  $^{235}\text{U}$ .

В данной работе проведены расчетные исследования нейтронно-физических характеристик реактора РБМК-1000 при переводе на регенерированное топливо с повышенным содержанием четных изотопов.

Были рассмотрены нейтронно-физические характеристики реактора при полномасштабной загрузке ТВС-ПЧИ и поэтапный перевод реактора на полномасштабную загрузку с регенерированным топливом.

Расчеты проведены по аттестованным программным средствам: программному комплексу SADCО и программному комплексу прецизионных нейтронно-физических расчетов MCU-RBMK.

## **Разработка и апробация полномасштабной математической модели транспортного контейнера для анализа радиационной безопасности методом Монте-Карло при перевозке топлива ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200**

А. С. Бикеев, Ю. С. Дайченкова, М. А. Калугин, Д. С. Олейник, Д. А. Шкаровский  
НИЦ «Курчатовский институт», Москва

В последние годы выработались новые подходы к обеспечению радиационной безопасности при вывозе отработавшего ядерного топлива с атомных электростанций с реакторными установками типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200, так как увеличилась высота топливного столба и начальное обогащение топлива; изменились режимы эксплуатации реакторов и возросло среднее выгорание

топлива в ТВС; появились новые требования — о двух барьерах безопасности и запрете использовать жидкую нейтронную защиту [1].

Перечисленные выше факторы обусловили создание транспортных контейнеров нового поколения, удовлетворяющих современным требованиям к упаковке ядерных материалов. Транспортный контейнер нового поколения позволит атомным станциям существенно экономить время на операциях по обращению с топливом, гарантировать безопасное состояние находящегося внутри контейнера отработавшего ядерного топлива в любых условиях эксплуатации, а также значительно повысить уровень радиационной и экологической безопасности [1].

Для проведения анализа радиационной безопасности транспортного контейнера нового поколения в 2017 году в НИЦ «Курчатовский институт» была создана и отлажена двумерная модель. При разработке двумерной модели учитывались особенности топливной части конструкции отработавших ТВС, корпуса и нейтронной защиты, но не были описаны особенности конструкции головки, хвостовика и опорной решётки ТВС, а также чехла транспортного контейнера.

Однако, для оценки параметров радиационной безопасности использование двумерной модели может оказаться недостаточно, так как необходимо учитывать, что при облучении потоком нейтронов концевых элементов ТВС в процессе работы реактора происходит активация конструкционных элементов и накопление в них радиоактивных нуклидов.

В работе проведена оценка вклада источников ионизирующего излучения в топливе и в концевых элементах ТВС в мощность эквивалентной дозы на поверхности транспортного контейнера. Тестовые расчёты с использованием упрощённой модели показали, что образующиеся при бета-распаде  $^{60}\text{Co}$  в хвостовике отработавших ТВС высокоэнергетические фотоны могут внести существенный вклад в значение мощности эквивалентной дозы на боковой поверхности нижней и верхней части корпуса транспортного контейнера, поэтому для получения достоверных результатов необходимо разработать трёхмерную математическую модель транспортного контейнера с детальным описанием геометрии и материального состава его конструкционных элементов.

Цель работы — разработка и апробация полномасштабной трёхмерной математической модели транспортного контейнера нового поколения для анализа радиационной безопасности методом Монте-Карло с использованием аттестованной программы MCU-PD [2].

Разработана полномасштабная математическая модель (файл исходных данных программы MCU-PD) транспортного контейнера нового поколения для анализа радиационной безопасности при перевозке отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. В модели учтены и детально описаны геометрия и материальный состав всех конструкционных элементов транспортного контейнера, важных с точки зрения анализа радиационной безопасности. В разработанную математическую модель транспортного контейнера была интегрирована созданная в работе [3] высоко детализированная модель ТВС-2М.

Проведено тестирование разработанной математической модели. Выявленные в процессе тестирования ошибки и несоответствия были устранены.

При решении неоднородного уравнения переноса частиц аналоговым методом Монте-Карло в задачах на прохождение ионизирующего излучения через радиационную защиту в пространство за защитой попадает, как правило, очень небольшое количество частиц из числа промоделированных, и этого количества может оказаться недостаточно для получения результатов с допустимой статистической погрешностью. Для решения такого класса задач методом Монте-Карло применяются неаналоговые методы моделирования — методы понижения дисперсии, которые искусственно увеличивают количество частиц в областях за защитой, чтобы достичь приемлемого значения статистической погрешности расчёта. Проведено численное исследование с целью определения оптимальных параметров неаналогового моделирования в разработанной полномасштабной модели. Определены оптимальные ценности регистрационных объектов для метода «расщепление/рулетка».

Проведена апробация разработанной математической модели транспортного контейнера. Для апробации использовались результаты расчётов мощности эквивалентной дозы от нейтронного и фотонного излучения, полученные в 2017 году в НИЦ «Курчатовский институт» с использованием двумерной модели транспортного контейнера. Рассматривалось азимутально-радиальное распределение мощности эквивалентной дозы в плоскости центра активной зоны отработавших ТВС. Все расчёты проведены на кластере НРС2 — массивном кластере для параллельных вычислений, входящем в состав вычислительных ресурсов МВК НИЦ «Курчатовский институт» [4]. Показано, что мощность эквивалентной дозы, рассчитанная с использованием двумерной модели, на 3—12 % выше, чем мощность эквивалентной дозы, рассчитанной с использованием разработанной трёхмерной модели.

Разработанная трёхмерная высокодетализированная модель транспортного контейнера нового поколения и аттестованная программа MCU-PD будут использоваться для проведения анализа и обоснования радиационной безопасности при транспортировании отработавших тепловыделяющих сборок реакторов типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 к местам переработки или к местам длительного хранения. Разработанная модель позволит учесть вклад в мощность эквивалентной дозы источников ионизирующего излучения в концевых элементах ТВС, снизить количество консервативных приближений, и, таким образом, увеличить точность расчёта. Увеличение точности расчёта мощности эквивалентной дозы на поверхности транспортного контейнера позволит проводить транспортировку отработавших ТВС с большей глубиной выгорания.

### Список литературы

1. Атомный эксперт: информационно-аналитическое издание, приложение к научному журналу «Атомная энергия» / и.о. гл. ред. Ю.А. Гилева, 2017, вып. 9(60), с. 8—13.
2. Статус MCU-5 / Н.И. Алексеев [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2011. № 4. С. 5—23.
3. Calculations of 3D full-scale VVER fuel assembly and core models using MCU and VIPR-7A codes / A.S. Bikeev [et al.] // Kerntechnik. 2015. V. 80. No. 4. P. 326—338.
4. Центр коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» [Электронный ресурс] // [ckp.nrcki.ru](http://ckp.nrcki.ru): [сайт].

## Альтернативный подход к установлению допустимого выброса газоаэрозольной смеси

А.-Н. В. Вуколова<sup>1</sup>, А. А. Русинкевич<sup>1</sup>, А. П. Долгих<sup>2</sup>

<sup>1</sup> НИЦ «Курчатовский институт», Москва

<sup>2</sup> АО «Концерн Росэнергоатом», Москва

Установление значений допустимого и предельно допустимого выбросов загрязняющих веществ газоаэрозольных выбросов АЭС является одной из основ комплекса мер, направленных на обеспечение радиационной безопасности человека и окружающей среды [1—3]. В настоящее время установление нормативов допустимых выбросов (ДВ) и предельно допустимых выбросов (ПДВ) осуществляется на основании методики [4]. В СП АС-03 [5] представлены значения минимально значимой дозы (МЗД), учитываемой при установлении нормативов ДВ, и дозовых квот на выбросы существующих, проектируемых и строящихся станций, которые используются при установлении ПДВ для выбранных АЭС. Как известно, атмосферные выбросы АЭС являются газоаэрозольной смесью [6], в которую входят инертные радиоактивные газы (ИРГ), аэрозоли, изотопы йода, тритий и радиоуглерод. Формально ДВ и ПДВ должны быть установлены для каждого радионуклида, входящего в состав выбросов рассматриваемой АЭС, а также включенного в перечень загрязняющих веществ, подлежащих государственному нормированию и контролю [7], и для каждого источника газоаэрозольного выброса рассматриваемой АЭС.

В целях исключения превышения допустимой дозы от выбросов газоаэрозольной смеси в ходе мониторинга поступления радиоактивных загрязняющих веществ в окружающую среду, контролируется соблюдение следующего требования:

$$\sum_{i=1}^N \frac{A_i}{ДВ_i} < 1, \quad (1)$$

где  $A_i$  — измеренная активность  $i$ -радионуклида;  $ДВ_i$  — допустимый (разрешенный) выброс  $i$ -радионуклида;  $N$  — число нормируемых радионуклидов.

Такой подход к нормированию и контролю выбросов позволяет предотвратить превышение разрешенной дозы облучения, но его недостатком является необходимость осуществлять одновременное измерение активности всех нормируемых радионуклидов. Кроме того, для реализации этого подхода необходимо спектрометрическое оборудование с соответствующим методическим и кадровым обеспечением.

Альтернативным подходом к установлению нормативов ДВ и ПДВ является установление ДВ и ПДВ смеси радиоактивных веществ, основанный на концепции нуклидного вектора. Установление ДВ и ПДВ смеси позволяет существенно упростить и удешевить проведение мониторинга поступления атмосферных выбросов в окружающую среду, отказавшись от использования спектрометрического оборудования и снизив трудозатраты.

В докладе наглядно показано применение метода, основанного на концепции нуклидного вектора, для установления ДВ смеси ИРГ на примере Ростовской АЭС.

Показано, что активность допустимого выброса смеси  $A_{\text{смеси}}^{\text{ДВ}}$ , при которой создается эффективная доза, равная МЗД, можно вычислить по формуле (2):

$$A_{\text{смеси}}^{\text{ДВ}} = \frac{1}{\sum_{i=1}^N \frac{a_i}{A_i^{\text{ДВ}}}}, \quad (2)$$

где  $a_i$  — относительная активность  $i$ -радионуклида в смеси, задающаяся нуклидным вектором [8];  $A_i^{\text{ДВ}}$  — известная активность допустимого выброса  $i$ -радионуклида.

### Список литературы

1. Федеральный закон от 10.01.2002 N 7-ФЗ «Об охране окружающей среды».
2. Федеральный закон от 09.01.1996 N 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».
3. НП-058-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения». Утверждены Приказом Ростехнадзора от 05.08.2014 N 347 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения».
4. Приказ Ростехнадзора от 07.11.2012 N 639 «Об утверждении Методики разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух».
5. СанПин 2.6.1.24-03. 2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03). Санитарные правила и гигиенические нормативы. Утверждены Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 28.04.2003 N 69 «О введении в действие Санитарно-эпидемиологических правил и нормативов СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций».
6. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 256 с.
7. Распоряжение Правительства РФ от 8 июля 2015 г. N 1316-р «Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды».
8. Вуколова А.-Н.В., Русинкевич А.А., Долгих А.П. и др. Обоснование перечня контролируемых радионуклидов в газоаerosольных выбросах АЭС на примере зарубежных атомных станций советского дизайна – Материалы XI Междунар. научно-технической конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» Пленарные и секционные доклады, Москва 23-24.05.2018, ISBN 978-5-88111-042-0, с. 389—393.
9. Методика контроля активности инертных газов в выбросах АЭС: МВК 6.2.8-06.
10. Полянцев С.С., Пырков И.В., Григорьев Е.И. Актуальные вопросы контроля газоаerosольных выбросов на АЭС. Журнал «АНРИ» №2 (57) 2009, с.37—46.
11. СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010)».

12. НП-021-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности». Утверждены Приказом Ростехнадзора от 25.06.2015 N 244 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности».

### **Программа «Ядерный калькулятор ЭГП-6» для инженерных расчётов радиационных характеристик ОТВС Билибинской АЭС**

Г. М. Жердев, А. П. Суворов

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Программа для ЭВМ предназначена для проектных и эксплуатационных расчётов, служащих для обоснования безопасности ОИАЭ в документах, представляемых в РОСТЕХНАДЗОР и заявляемых как средство инженерных расчётов радиационных характеристик ОТВС, заявляемых по тематике:

- расчёта радиационной защиты и радиационной безопасности ОИАЭ;
- нейтронно-физические расчёты (расчёты нуклидного состава).

Программа для ЭВМ может применяться самостоятельно или в составе других программных комплексов для расчета следующих характеристик объектов, состоящих из ОТВС уран-графитовых реакторов ЭГП-6, АМБ и АМ и/или их частей:

- активная зона реакторов пристанционные БВ, ХОЯТ, СХОЯТ, ТК, ТУК, ВТУК;
- массовые характеристики, активность и нуклидный состав продуктов деления, актиноидов и продуктов активации металлоконструкций ТВС и их радиационные характеристики с учетом выгорания топлива — в остановленном реакторе или выгруженных ОТВС в зависимости от времени выдержки;
- источники нейтронов спонтанного деления и нейтронов, образовавшихся в топливе за счет реакции  $(\alpha, n)$ , и их изменение в зависимости от времени выдержки;
- выход, интенсивность источников и спектров фотонов в топливе выгруженных ОТВС и их изменения в зависимости от времени выдержки;
- остаточное энерговыделение ОТВС в зависимости от времени выдержки.

Для уран-графитовых реакторов ЭГП-6, АМБ и АМ рассматривается топливо из U-Мо-сплава с магнием и UO<sub>2</sub>-топливо с магнием. Сырье для изготовления топлива — природный или регенерированный уран. Металлоконструкции ТВС выполнены из нержавеющей стали ОХ18Н9Т.

Программа для ЭВМ Ядерный Калькулятор ЭГП-6 2.0, представляет собой совокупность программ WIMS-D5B и ORIGEN-S, а также ряда вспомогательных программ, обеспечивающих как подготовку исходных данных для вышеупомянутых программ и их взаимодействие, так и обработку результатов для получения радиационных характеристик.

Расчетной программой прецизионного расчёта нуклидного состава комплекса «ЯК ЭГП-6 2.0», является программа ORIGEN-S. Управляющая программа комплекса обеспечивает вызовы ORIGEN-S для реализации расчёта изотопной кинетики «по шагам», что необходимо для учёта изменения спектров и нейтронных сечений при выгорании. Программа WIMS-D5B предназначена для снабжения ORIGEN-S блокированными микросечениями, факторами нормировки на мощность, нейтронными спектрами для получения одnogрупповых сечений и реализации истории облучения.

Программа рассчитывает для заданного пользователем времени выдержки следующие параметры:

- выход и спектр источника нейтронов спонтанного деления и  $(\alpha, n)$  реакции;
- выход, спектр источника энергии фотонов и спектр источника фотонов (с учётом тормозного излучения);
- масса, ядерная плотность, активность и изотопный состав актиноидов;
- масса, ядерная плотность, активность и изотопный состав продуктов деления;
- масса, ядерная плотность, активность, спектр источника энергии фотонов и спектр источника фотонов, изотопный состав активированных металлоконструкций ОТВС;
- остаточное энерговыделение.

Программа прошла основательную верификацию и валидацию.

Верификация проводилась путём сопоставления результатов расчётов по программе «ЯК ЭГП-6» и по реперной, аттестованной программе «РАДИО-НУКЛИД» (Аттестованное средство — РНЦ КИ).

Валидация производилась путём сопоставления расчётов по «ЯК ЭГП-6» с результатами измерений радиационных характеристик образцов из ОТВС реактора АМ и ОТВС Билибинской АЭС

Измерения радиационных характеристик образцов из ОТВС реактора АМ (с ТВЭЛами, однотипными с ЭГП-6) после выдержки 45 лет — радиохимические и масс-спектрометрические измерения, измерения мощности доз фотонов (алмазными детекторами) и нейтронов, измерения мощности цезиевой линии спектрометром фотонов (проводились лабораторией С.А. Николаева, ФЭИ).

Измерения радиационных характеристик ОТВС Билибинской АЭС после выдержки 25 суток, 3,75 и 7,77 лет — измерения мощности доз нейтронов и фотонов, измерения мощности цезиевой линии спектрометром фотонов (проводились лабораторией С.А. Николаева, ФЭИ)

Измерения спектров фотонов с энергией более 600 кэВ ОТВС Билибинской АЭС с выдержкой 88 и 665 суток (проводились лабораторией С.А. Николаева, ФЭИ).

На сегодняшний момент программа представляет из себя рабочий инструмент для инженерных и эксплуатационных расчётов, ориентированный на конечного пользователя.

Использует простые и понятные входные данные.

Результаты готовятся в формате, который требуется заказчику.

Проведена государственная регистрация программы.

## **Оценка стоимости захоронения кондиционированного разными способами натрия первого контура быстрых реакторов**

**В. П. Долгих, С. В. Забродская, Э. П. Попов, В. Б. Смыков**

*АО ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск*

Одной из главных задач при выводе из эксплуатации реактора на быстрых нейтронах является утилизация (переработка) радиоактивного натрия. После окончательной остановки реактора перевод натрия в безопасные формы требует длительных и дорогостоящих мероприятий из-за его радиоактивности, а также пожаро- и взрывоопасности.

В настоящем докладе приводятся предварительные сравнительные оценки стоимости только на стадии окончательного захоронения переработанного в «камень» натрия первого контура реакторов БР-10 и БН-600 для двух из возможных вариантов переработки натрия: методом твердофазного окисления щелочных металлов (ТФО ЩМ, разработанным в ФЭИ патент № 2200991, 2001 г.) и методом перевода натрия в цементный камень, осуществленного на реакторе SUPERPHENIX во Франции (перевод натрия в 10-молярный водный раствор гидроксида натрия — NaOH, а затем переработка раствора NaOH в цементный камень).

Расчетные оценки показали, что стоимость только операции захоронения переработанного натрия по методу ТФО в несколько раз меньше стоимости захоронения цементного камня, полученного при использовании процесса NOAH.

***Ключевые слова:** вывод из эксплуатации, радиоактивные отходы, переработка в «камень» натрия первого контура, стоимость захоронения переработанного натрия.*

Секция 5.

# НЕЙТРОННАЯ КИНЕТИКА И НЕСТАЦИОНАРНЫЕ ПРОЦЕССЫ

## **Анализ результатов применения динамического метода для расчетного обоснования безопасности испытаний маневренных режимов на РУ ВВЭР**

М. А. Увакин, А. Л. Николаев, И. В. Махин, Е. В. Сотсков

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Испытание маневренных режимов работы является актуальной задачей эксплуатации ВВЭР. Такие испытания относятся к ядерно-опасным работам, сопровождаемым изменением мощности, работой регуляторов и продолжительными пространственными колебаниями поля энерговыделения. Это приводит к большому количеству возможных состояний реакторной установки, что должно учитываться при обосновании безопасности таких режимов.

Настоящая работа посвящена анализу результатов расчетного обоснования безопасности испытаний для конкретного действующего энергоблока ВВЭР большой мощности в суточном графике несения маневренной нагрузки. Подробное описание специально разработанной методики, поэтапная структура, описание расчетных процедур и применяемых моделей подробно изложены в работе [1]. Расчеты режимов маневрирования в процессе нормальной эксплуатации и обоснование выбора исходных состояний для нескольких аварий класса RIA приведены в работе [2]. Для проведения расчетов используется программный код КОРСАР/ГП с трехмерной моделью нейтронной кинетики.

На количественных и качественных критериях показано, что в процессе анализов безопасности были решены следующие задачи:

- подтверждение соблюдения пределов нормальной эксплуатации энергоблока при проведении испытаний, особенно в части локальных параметров энерговыделения;

- обоснование безопасности РУ в авариях класса RIA.

Анализируются возможности разработанной методики выполнения расчетных анализов безопасности энергоблока РУ ВВЭР в суточном графике несения маневренной нагрузки.

Подтверждается соответствие результатов следующим критериям:

– полное сохранение принципов консервативного подхода, применяемого в анализах безопасности РУ ВВЭР, выполняемых с использованием трехмерной модели нейтронной кинетики;

– учет важных для безопасности особенностей физики и динамики реактора при реализации режима маневрирования мощностью.

Полученный методический и практический опыт проведения расчетного моделирования маневренных режимов предлагается использовать в дальнейшем для задач подобного типа.

### **Список литературы**

1. *Николаев А.Л., Увакин М.А.* «Проведение предтестовых расчетов по ПК КОР-САР/ГП для испытаний режимов работы действующего энергоблока РУ ВВЭР в суточном графике несения маневренной нагрузки» // В сб. трудов 11-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2019.
2. *Увакин М.А., Махин И.В., Николаев А.Л., Сотсков Е.В.* «Разработка методики расчетного обоснования безопасности испытаний для действующего энергоблока РУ ВВЭР в маневренных режимах» // В сб. трудов 11-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2019.

## **Решение сопряженной задачи для нестационарного уравнения переноса без учета столкновений и переходная вероятность марковского процесса**

**А. И. Попыкин**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ»*

В рамках теории переноса, теории и методах расчета ядерных реакторов имеется ряд стохастических подходов, которые обусловлены спецификой конкретной задачи. В первой части доклада обсуждается на качественном уровне целесообразность одной стохастической (вероятностной) постановки задачи для линейного уравнения переноса нейтронов.

Известно, что при выводе сопряженного уравнения к уравнению переноса нейтронов используют понятие вероятности попадания нейтрона в определенную точку фазового пространства [1]. Считается также, что детерминистическое уравнение переноса нейтронов или уравнение диффузии, которое является приближением уравнения переноса нейтронов, выводятся как уравнение для среднего числа частиц при качественном рассмотрении большого числа процессов, которые с ними происходят. В работах [2], [3] приводятся примеры связи формальных детерминистического и стохастического подходов. При этом стохастический подход опирается на свойства нестационарных задач для уравне-

ния переноса и диффузионного многогруппового приближения, установленные соответственно в [4], [5].

Эта связь осуществляется следующим образом. Плотность нейтронов (такое же соотношение может быть написано и для плотности потока нейтронов), как решение нестационарной задачи может быть определена следующим образом:

$$n(t) = T(t, \Lambda) n^0. \quad (1)$$

В формуле (1) обозначения взяты из монографии [4]:  $n(t)$  — плотность нейтронов,  $\Lambda$  — оператор переноса (правая часть нестационарного уравнения переноса с независимыми от времени коэффициентами), другие аргументы в  $n(t)$  опущены,  $T(t, \Lambda)$  — однопараметрическая полугруппа, порождающим оператором которой является оператор  $\Lambda$ . При некоторых условиях сопряженной полугруппе  $T^+(t, \Lambda)$  соответствует марковский (случайный) процесс.

Таким образом установлено, что сопряженный и прямой операторы переноса, соответствующие детерминистическому сопряженному и прямому уравнениям переноса, связываются с соответствующим марковским (случайным) процессом. Переход к стохастической постановке задачи для уравнения переноса применялся ранее. Он рассматривается в монографии [6]. Там же указывается польза от такого подхода, который позволяет обосновать некоторые приемы при решении уравнения переноса методом Монте-Карло. Однако, это не все полезные следствия, которые даже на качественном уровне можно извлечь из изучения свойств решения задачи переноса частиц в стохастической постановке.

Во второй части доклада обсуждаются свойства оператора переноса в нестационарной задаче без учета нейтронов, которые появляются в результате рассеяния и других процессов. Используя обозначения, принятые в [4], [2], для выпуклой области нестационарная задача записывается следующим образом:

$$\frac{\partial n}{\partial t} = -Ln(t) \dots, \quad n(0) = n^0, \quad (2)$$

$$Ln = \sqrt{E} \bar{\Omega} \nabla n(\vec{r}, E, \bar{\Omega}, t) + \sqrt{E} \Sigma_t(r, E) n(\vec{r}, E, \bar{\Omega}, t).$$

Аналитическое решение задачи (1) и сопряженной к ней записывается следующим образом (при этом принимается, что области определения прямого и сопряженного оператора связаны через отражение по направлению  $\vec{r}$ ):

$$n(t) = n^0(\vec{r} - s\bar{\Omega}, E, \bar{\Omega}, t) \exp \left[ - \int_0^{\sqrt{E}t} ds' \Sigma_t(\vec{r} - s \bar{\Omega}, E) \right] \eta \left[ \frac{s_0(\vec{r}, \bar{\Omega})}{\sqrt{E}} - t \right], \quad (3)$$

$$g(t) = g^0(\vec{r} + s\bar{\Omega}, E, \bar{\Omega}, t) \exp \left[ - \int_0^{\sqrt{E}t} ds' \Sigma_t(\vec{r} - s \bar{\Omega}, E) \right] \eta \left[ \frac{s^0(\vec{r}, \bar{\Omega})}{\sqrt{E}} - t \right]. \quad (4)$$

Несмотря на громоздкую запись, выражения (3) и (4) достаточно просты, с учетом того, что в начальный момент нейтрон находится в точке  $\vec{r}$ , а пересекает границу выпуклого объема, в котором рассматривается задача, в направле-

нии  $\bar{\Omega}$  в точке  $s_0(\bar{r}, \bar{\Omega})$ , а вылетает из того же объема в вакуум в том же направлении в точке  $s^0(\bar{r}, \bar{\Omega})$ , где значение сопряженной функции, равно нулю,  $\eta$  — единичная функция.

Случайные процессы с операторами типа (2) хорошо изучены для различных функциональных пространств в различных постановках [7], и порождаемой оператором  $L^+$  полугруппе будет соответствовать марковский процесс, а сама полугруппа будет оператором переходной вероятности. Из этого вытекает, что этот же вывод справедлив и для постановки задачи, которая используется в [4].

### Список литературы

1. *Казанский Ю.А., Матусевич Е.С.* Экспериментальная физика реакторов. М: Энергоатомиздат, 1994 г. Теория вероятностей. Издательство иностранной литературы, 1962 г.
2. *Попыкин А.И.* Решение сопряженного нестационарного уравнения переноса нейтронов и вероятность. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Научно-техническая конференция. Тезисы докладов. Обнинск, 2017 г., с. 44—45.
3. *Попыкин А.И.* Решение сопряженной нестационарной системы уравнений диффузионного многогруппового приближения и переходная вероятность марковского процесса. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Научно-техническая конференция. Тезисы докладов. Обнинск, 2018 г., с. 47—48.
4. *Шихов С.Б.* Вопросы математической теории реакторов. Линейный анализ. Атомиздат. М., 1972 г.
5. *Новиков В.М., Шихов С.Б.* Теория параметрического воздействия на перенос нейтронов. М. Энергоатомиздат, 1982.
6. *Кочубей Ю.К.* Статистическое моделирование кинетических процессов. Саров 2004 г.
7. *Вентцель А.Д.* Курс теории случайных процессов. М.: Наука. Физматлит. 1996.

## **Сравнение результатов расчетного моделирования измерений эффективности аварийной защиты и измерений, проведенных на этапе физических пусков энергоблоков № 1, 2 Нововоронежской АЭС-2 и энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2**

**В. И. Куликов**

*Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон»-«ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург*

**Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин, А. А. Смирнова**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

**Л. В. Кряквин, В. А. Питилимов, О. С. Седов, В. А. Терешонок, Р. А. Сизов**

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

В 2016—2019 годах прошли физические пуски энергоблоков № 1—2 Нововоронежской АЭС-2 и энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2. Процесс физического пуска включает эксперименты, в ходе которых определяется ряд параметров, среди которых эффективность аварийной защиты. Перечисленные энергоблоки оснащены реакторными установками (РУ) с ВВЭР-1200. В работе [1] приводятся результаты сравнения измерений некоторых параметров в процессе физического пуска энергоблока № 1 НВАЭС-2 с соответствующими расчетами. Они включают расчетное моделирование эффективности аварийной защиты (АЗ). При этом расчеты в [1] проводились с использованием исходных данных из проекта РУ до физического пуска энергоблока.

В настоящем докладе, в дополнение к основным результатам работы [1], приводятся результаты сравнения измерения эффективностей АЗ в процессе физического пуска энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2 и энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2 с расчетным моделированием на основе проектных параметров.

Экспериментальное определение эффективности аварийной защиты (АЗ) проводилось согласно руководящему документу эксплуатирующей организации [2]. Рекомендации Ростехнадзора по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании безопасности АС с ВВЭР приведены в руководстве по безопасности РБ-074-12 [3]. Согласно этому документу, под измеренной реактивностью понимаются показания реактиметра, которые представляют собой результат обработки токов ИК по формуле обратного решения уравнения кинетики (ОРУК). Согласно [2], при определении эффективности АЗ относительная мощность в месте расположения ИК, используемая в формуле ОРУК, заменяется на ток ИК.

Разработанная в ФБУ «НТЦ ЯРБ» методика расчетного моделирования измерения реактивности [4] основывается на расчете плотности потока тепловых нейтронов в месте расположения ИК. Ток ИК считается прямо пропорциональным плотности потока тепловых нейтронов в месте расположения ИК в бетонной защите РУ. При этом изменение мощности активной зоны связывается с током ИК через коэффициенты влияния ТВС на показания ИК (далее —

коэффициенты влияния). Они предварительно рассчитываются по программам «MCNP» [5] и/или «TDMCC» [6]. Измеренная реактивность согласно документу [3] принимается нами как показания реактиметра, т. е. рассчитанной по формуле ОРУК, в которой мощность заменяется на ток ИК. Измеряемой величиной при измерениях эффективности АЗ является ток ИК, поэтому в докладе основное внимание уделяется ему.

Расчетное моделирование, результаты которого представлены в докладе осуществлялось следующим образом. Сначала рассчитывался сброс АЗ по ПС совместного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета «RAINBOW-TRP» [7]. Время сброса принималось равным 2 с. Затем по полученному распределению энерговыделения и рассчитанным по коэффициентам влияния определялся ток ИК, который полагался пропорциональным плотности потока тепловых нейтронов в месте расположения ИК.

На рисунке 1 представлена схема расположения ИК и картограмма распределения ОР СУЗ по группам в активной зоне РУ.

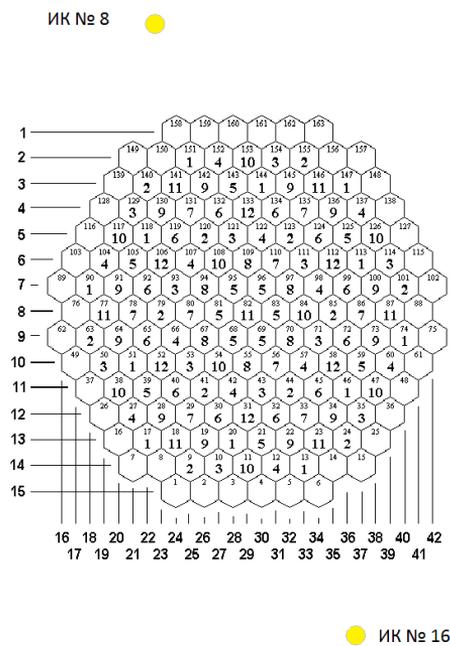


Рис. 1. Схема расположения ИК и распределения ОР СУЗ по группам

При физических пусках осуществлялись следующие сбросы:

1. Энергоблок № 1 НВАЭС2:
  - два сброса АЗ без «наиболее эффективных стержней» с последующим добросом ОР СУЗ в ТВС № 14-33 и ТВС № 02-29, полный сброс не осуществлялся;
2. Энергоблок № 2 НВАЭС-2:
  - сброс АЗ без «наиболее эффективного» ОР СУЗ с последующим добросом ОР СУЗ в ТВС № 14-33;
  - полный сброс АЗ;

## 3. Энергоблок № 1 ЛАЭС-2:

- полный сброс АЗ;
- два сброса АЗ без «наиболее эффективных стержней» с последующим добросом ОР СУЗ в ТВС № 02-25 и ТВС № 02-29.

Токи ИК нормировались на начальное значение перед сбросом.

Согласие измеренных и рассчитанных токов удовлетворительное. На рис. 2 представлено сравнение токов ИК для сброса с добросом для энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2. На рис. 3 представлен полный сброс АЗ для энергоблока № 1 ЛАЭС-2.

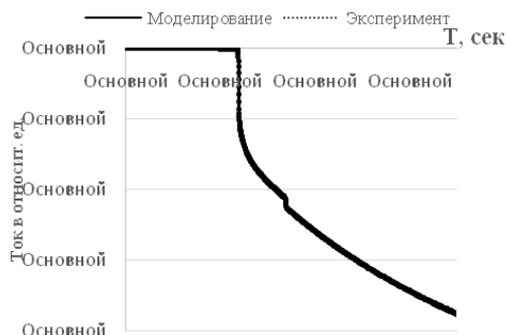


Рис. 2. Зависимость тока ИК от времени в процессе сброса АЗ с «застреванием» ОР СУЗ в ТВС № 14-33 на энергоблоке № 2 Нововоронежской АЭС-2 (логарифмический масштаб)

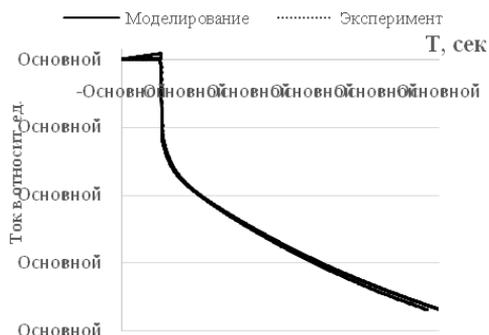


Рис. 3. Зависимость тока ИК от времени в процессе сброса АЗ без «застревания» ОР СУЗ в ТВС на энергоблоке № 1 Ленинградской АЭС-2 (логарифмический масштаб)

В таблице 1 приведены значения эффективности АЗ без одного ОР СУЗ, эффективности АЗ после доброса «застревшего» ОР СУЗ, а также эффективность застрявшего ОР СУЗ, полученные в результате расчетного моделирования измерения, в результате обработки экспериментальных токов по модели ОРУК.

Таблица 1. Измеренная эффективность АЗ и эффективность «застревшего» ОР СУЗ и эффективности, полученные в результате расчетного моделирования

	Эффективность АЗ без ОР СУЗ в ТВС №, % $\Delta k/k$		Эффективность ОР СУЗ в ТВС №, % $\Delta k/k$		Эффективность АЗ после доброса ОР СУЗ в ТВС №, % $\Delta k/k$	
	14-33 (02-25)	02-29	14-33 (02-25)	02-29	14-33 (02-25)	02-29
Расчетное моделирование, все энергоблоки	5,81	7,25	2,08	0,64	7,89	7,89
Измеренные токи, энергоблок № 1 НВАЭС-2	6,17	7,6	1,97	0,59	8,14	8,17
Измеренные токи, энергоблок № 2 НВАЭС-2	5,98	–	1,90	–	7,89	–
Измеренные токи, энергоблок №1 ЛАЭС-2, расчет ФБУ «НТЦ ЯРБ»	6,06	7,46	2,02	0,61	8,08	8,07
Измеренные токи, энергоблок №1 ЛАЭС-2, расчет АО «ВНИИАЭС»	6,39	7,86	2,14	0,645	8,52	8,51

Измеренные эффективности АЗ [3] и эффективности АЗ и отдельных ОР СУЗ, полученные в результате расчетного моделирования и измерения однозначно определяются токами ИК и выбранными константами запаздывающих нейтронов.

Вторая и третья строки таблицы содержат обработку измеренных токов ИК по программе «ПРОКЕР» [8] (НВ АЭС) и по методике, которая используется в ФБУ «НТЦ ЯРБ». Третья строка содержит результаты обработки измеренных токов с константами запаздывающих нейтронов, такими же, как в первых двух строках. В четвертой строке представлены результаты обработки измеренных токов Кряквиным Л.В. с несколько отличающимися константами запаздывающих нейтронов.

Из сравнения рассчитанных эффективностей АЗ с эффективностями, определёнными по измеренным токам камер, видно, что эффективности АЗ, определённые по токам камер, систематически больше полученных с использованием расчётного моделирования. Но это превышение меньше декларированной в [2] погрешности измерения. Приведенное выше расчетное моделирование выполнено по проектным параметрам и является единым для всех энергоблоков. Результаты сравнения расчетов с измерениями показывают устойчивость полученных результатов. Это свидетельствует, прежде всего, о высокой квалификации специалистов, которые проводят физические пуски. Это также свидетельствует о достижении приемлемой точности коэффициентов влияния на ИК, которые рассчитываются в ФБУ «НТЦ ЯРБ». Подробно расчет этих коэффициентов представлен в работе [9].

*Ключевые слова:* реакторы типа ВВЭР, реактивность, измерение реактивности, расчетное моделирование измерений реактивности, реактиметр, энергоблоки № 1, 2 Нововоронежской АЭС-2, энергоблок № 1 Ленинградской АЭС-2.

### Список литературы

1. Куликов В.И., Куракин К.Ю., Семенова Т.В., Жылмаганбетов Н.М., Кавун О.Ю., Смирнова А.А., Попыкин А.И., Шевченко Р.А., Шевченко С.А., Шукин Н.В. Расчетное моделирование измерений на этапе физического пуска энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2018. – Вып. 1. – С. 55—60.
2. РД ЭО 0151-2004 с изм. 1 2008. Методика расчета нейтронно-физических характеристик по данным физических экспериментов на энергоблоках атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000.
3. РБ-074-12. Положение о рекомендациях по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании ядерной безопасности реакторных установок ВВЭР. Руководство по безопасности. Введено в действие с 24 апреля 2012 г.
4. Терешонок В.А., Кряквин Л.В., Питилимов В.А., Степанов В.С., Кавун О.Ю., Попыкин А.И., Шевченко Р.А., Шевченко С.А., Егоров А.Л., Куликов В.И. Сопоставление измеренного и рассчитанного токов ионизационной камеры при измерении эффективности аварийной защиты на этапе физпуска энергоблока № 3 Калининской АЭС. // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2010. – Вып. 3. – С. 37—42.

5. MCNP-4C, RSIC CCC-200, LANL, New-Mexico, 1994 г.
6. *Житник А.К., Иванов Н.В., Маршалкин В.Е., Огнев С.П., Повышев В.М., Рослов В.И., Семёнова Т.В., Тарасов В.А.* Программа TDMCC для расчётов пространственной нейтронной динамики активных зон АЭС методом Монте Карло. Всероссийский семинар «НЕЙТРОНИКА-2009». 15 ноября 2009 г., Обнинск.
7. *Кавун О.Ю.* Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе РАДУГА-ЭУ // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 1999 г. – Выпуск 5, с. 17—39.
8. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «ПРОКЕР» (верс. 3.1) № 467 от 30.05.2019.
9. *Куликов В.И., Жылмаганбетов Н.М., Попыкин А.И., Смирнова А.А.* Использование решений сопряженных задач для расчета и расчетного моделирования измерений больших реактивностей // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2019, вып. 1, с. 4—20.

## **Результаты моделирования выхода РУ БН-800 на МКУ по завершении 5 МКК**

**Е. Ф. Селезнев, А. А. Белов, Ю. Ю. Дробышев**

*ИБРАЭ РАН, Москва*

**А. А. Иванов, С. Ю. Митрофанов, А. С. Кузьмин**

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция», Заречный*

В работе представлены результаты моделирования выхода РУ БН-800 в критическое состояние по завершении пятой микрокампании при размещении детекторов внутри корпуса реактора в районе расположения элеваторов выгрузки с демонстрацией уровня сигналов в беспороговых (на основе  $^{235}\text{U}$ ) и пороговых (на основе  $^{238}\text{U}$ ) детекторах. Расчетные данные дополнены экспериментальными сигналами с беспороговых детекторов, размещённых в той же области реактора.

Расчетное моделирование процесса выхода реактора в критическое состояние осуществлялось с использованием трех алгоритмов: метода точечной кинетики; решением неоднородного стационарного уравнения с источником внешних нейтронов; решением нестационарного уравнения с пространственно-временной зависимостью плотности потока нейтронов с учетом наличия в реакторе источника внешних нейтронов.

Кроме непосредственной оценки расчетного поведения мощности реактора в моделируемом процессе проанализированы особенности используемых алгоритмов решения.

## **Некоторые особенности расчета нестационарного поведения реактора**

**Е. Ф. Селезнев**

*ИБРАЭ РАН, Москва*

Для анализа особенностей расчета нестационарного поведения реакторов на быстрых нейтронах, как с использованием классической системы уравнений кинетики, так и с использованием системы парциальных уравнений переноса нейтронов, проведены расчетные исследования тестовой модели реактора МЕТ1000, разрабатываемого в рамках проекта Generation-IV.

В качестве нестационарных процессов моделировались перемещения (сброс) стержней СУЗ с проведением оценки эффектов реактивности в указанном реакторе через решение стационарных задач, т. е. через использование асимптотической оценки реактивности, получаемой из решения стационарных однородных уравнений переноса нейтронов и из обработки методом ОРУК решения нестационарной задачи.

Тестовые расчеты были проведены в 26- и 28-групповых приближениях с использованием библиотек БНАБ-93 и БНАБ-РФ и восемью группами запаздывающих нейтронов. Показано, что особенности определения, как расчета, так и измерения, эффектов реактивности и эффективности стержней СУЗ в реакторах на быстрых нейтронах связаны с наличием в реакторе как мгновенных, так и запаздывающих нейтронов, с рабочей областью спектра нейтронов и со скоростью вводимого возмущения.

## **Расчет нестационарных трехмерных нейтронно-физических тестов международного бенчмарка C5G7-TD по программе SUHAM-3D-TD**

**В. Ф. Бояринов**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

По программе SUHAM-3D-TD проведены расчеты трехмерных тестов международного нестационарного бенчмарка C5G7-TD. В программе SUHAM-3D-TD реализованы нестационарные трехмерные конечно-разностные уравнения метода поверхностных гармоник с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами для реактора с квадратной решеткой. В данной работе приведены результаты расчетов пяти трехмерных нестационарных тестов с движением групп управляющих стержней (тесты TD4-1, TD4-2, TD4-3, TD4-4 и TD4-5) и четырех нестационарных тестов, связанных с возмущением плотности теплоносителя в активной зоне модельного легководного реактора типа PWR, а именно тестов TD5-1, TD5-2, TD5-3, TD5-4.

Все тесты бенчмарка C5G7-TD являются «слепыми», т. е. результаты расчетов этих тестов, пригодные для сравнения, появятся только после определенного времени, когда большая часть, участвующих в расчетах программ рассчитают эти тесты.

В качестве результатов рассчитанных тестов приведены распределения от времени полной мощности рассчитываемого объекта и реактивности по Генри, зависимости от времени полной нормированной мощности топливных сборок, зависимости от продольной координаты  $z$  мощности топливных сборок для отдельных временных точек и распределение локальной мощности, проинтегрированной вдоль оси  $z$  по координатам  $x, y$ , для отдельных временных точек.

***Ключевые слова:** метод поверхностных гармоник, нестационарное уравнение переноса нейтронов, комплекс программ SUHAM-3D-TD, нестационарный бенчмарк C5G7-TD, реактивность по Генри, группы регулирующих стержней, плотность теплоносителя.*

## **О моделировании начального источника мгновенных нейтронов для решения нестационарных задач методом Монте-Карло**

**М. В. Иоаннисиан, Е. А. Гомин, В. Д. Давиденко, И. И. Дьячков**

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

В НИЦ «Курчатовский институт» создается программа КИР2 для прямого моделирования кинетики нейтронов аналоговым методом Монте-Карло. Она является совершенствованием и развитием предыдущей версии кода КИР1 [1]. На текущем этапе разработки программы КИР2 поставлена задача реализации корректных алгоритмов моделирования начального источника мгновенных нейтронов для решения задачи увода размножающей нейтроны системы (далее по тексту реактор) из критического состояния внесением возмущения (реактивности).

Как показано в работах [1—2] реализованный алгоритм подготовки начального источника мгновенных и запаздывающих нейтронов в программе КИР1 на примере тестовых задач позволяет получать результаты, которые, в целом, согласуются с опорными, однако остался вопрос, связанный с мгновенными нейтронами. Алгоритм рождения этих нейтронов приводит к деформации плотности потока после начала процесса в течение времени, сравнимом с временем жизни нейтрона. На результат расчета при оценке функционалов нейтронного потока на временных интервалах нескольких десятков времен жизни тепловых нейтронов эта деформация практически не сказывается, но может вносить погрешность при моделировании процессов, в которых физические свойства заметно меняются во временных интервалах, сравнимых со временем жизни нейтрона.

Для решения этого вопроса был разработан и реализован в программе КИР2 новый алгоритм формирования мгновенных нейтронов, уточняющий результаты расчета изменения нейтронно-физических характеристик на коротких временных интервалах. В источнике используются фазовые координаты нейтрона, запомненные в предварительном расчете критического состояния реактора.

В докладе приведено подробное описание алгоритма, результаты апробации на тестовых задачах и сравнение с опорными результатами расчета по методу точечной кинетики.

### **Список литературы**

1. *Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К.* Моделирование кинетики ядерного реактора методом Монте-Карло. ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2016, вып. 5, с. 4—16.
2. *Давиденко В.Д., Иоаннисиан М.В.* Тестовые задачи для верификации нестационарных программных комплексов. ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы, вып. 1, 2018, с. 137—149.

Секция 6.

ЧИСЛЕННЫЕ МЕТОДЫ,  
АЛГОРИТМЫ И ПРОГРАММЫ  
НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

**Метод поверхностных гармоник для нейтронно-физического расчета трехмерного гетерогенного реактора с несимметричными ячейками**

**А. В. Ельшин**

*ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор*

**П. В. Агалина**

*ИЯЭ (филиал) СПбПУ Петра Великого, Сосновый Бор*

Метод поверхностных гармоник (МПГ) был предложен Лалетиним Н.И. [1] (первые работы по МПГ появились в 1977 году [2]). Метод позиционировался как обоснование и уточнение широко применяющегося метода гомогенизации для нейтронно-физического расчета гетерогенного реактора. Результатом применения МПГ для гетерогенного реактора в низших приближениях (применяющихся в расчете ВВЭР и РБМК) является система конечно-разностных уравнений, по виду похожих на конечно-разностную аппроксимацию уравнения диффузии. В дальнейших работах МПГ применялся для построения и решения уравнений в задачах пространственной кинетики, для построения уравнений для ценности нейтронов. В последние годы появились работы, в которых на примере двумерной геометрии продемонстрирован уход от диффузионного приближения при построении конечно-разностных уравнений с применением МПГ, а также не используется предположение о симметрии элементарных ячеек, из которых состоит активная зона реактора. В настоящей работе демонстрируется аналогичный подход для трехмерного гетерогенного реактора.

В МПГ (и методе гомогенизации) активная зона реактора с отражателем разбивается на элементарные ячейки. В данной работе рассматриваются ячейки в виде параллелепипедов (с несимметричным содержанием). Распределение нейтронов и их ценности в каждой ячейке, как в стандартном проекционно-сеточном методе, представляется как линейная комбинация некоторых пробных функций с неизвестными амплитудами (коэффициентами). Особенность МПГ в том, что пробные функции (гармоники) удовлетворяют внутри ячейки уравнению

переноса нейтронов (или сопряженному к нему) и некоторым неоднородным граничным условиям (на поверхности ячейки). Поэтому невязка решаемого уравнения переноса нейтронов сосредоточена на границах ячеек, а обращение невязки в ноль (с весом ценности нейтронов) сводится к некоторым условиям сшивки нечетных и четных угловых моментов распределения нейтронов на границах ячеек.

Условия сшивки являются системой алгебраических уравнений для нахождения амплитуд пробных функций. Эту систему уравнений можно тождественными преобразованиями привести к виду, похожему на конечно-разностную аппроксимацию группового уравнения диффузии на традиционном (в трехмерной геометрии) семиточечном «шаблоне» (смотрите рис. 1). Решив систему уравнений (коэффициентами перед неизвестными амплитудами в системе уравнений служат функционалы от пробных функций, с помощью которых строится распределение нейтронов в каждой ячейке) и найдя амплитуды пробных функций, можно восстановить распределение нейтронов в каждой ячейке и вычислять требуемые функционалы от него (как правило, скорости реакций).

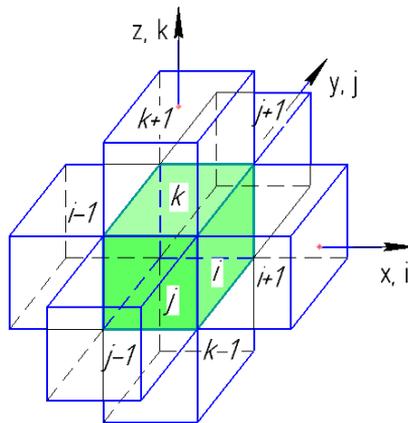


Рис. 1. Ячейка с «соседями» (7-ячеечный «шаблон»)

Таким образом, гомогенизация как таковая, в МПГ не используется (уравнение диффузии в дифференциальной форме не используется). В случае симметричных ячеек «семиточечное» уравнение относительно величин, близких к групповым плотностям потока нейтронов в ячейках, можно записать в виде:

$$\sum_{\substack{a=x(i=i\pm 1, j=j, k'=k), \\ y(i=i, j=j\pm 1, k'=k), \\ z(i=i, j=j, k'=k\pm 1)}} (\Psi_{ai',j',k'}^a + \Psi_{ai,j,k}^a)^{-1} (\mathbf{R}_{i',j',k'}^a \Phi_{i',j',k'}^{x_1} - \mathbf{R}_{i,j,k}^a \Phi_{i,j,k}^{x_1}) - \sum_{i,j,k}^{x_1 r} \Phi_{i,j,k}^{x_1} + \nu_f \sum_{i,j,k}^{x_1 f} \Phi_{i,j,k}^{x_1} = 0,$$

который аналогичен конечно-разностной записи группового уравнения диффузии, но имеет существенные отличия:

- матрицы коэффициентов диффузии полные, а не диагональные, как в традиционном методе гомогенизации;
- формулы для усреднения сечений нормированы на плотность потока на границе ячейки (а не на среднее значение) и содержат поправку на крупный шаг сетки (впрочем, как и коэффициенты диффузии);

– уравнение позволяет отказаться от диффузионного приближения. При этом вид уравнения остается прежним, но растет размерность неизвестных векторов и матриц-коэффициентов уравнения для обеспечения сшивок на гранях ячеек более высоких (чем плотность потока и тока нейтронов) угловых моментов распределения нейтронов.

В случае несимметричных ячеек уравнение выглядит более громоздким (за счет слагаемых, описываемых утечку нейтронов из ячейки) образом:

$$\begin{aligned} & (\Psi_{xi-1,j,k}^{x1} + \Psi_{xi,j,k}^{x2})^{-1} (\mathbf{R}_{i-1,j,k}^{x1} \Phi_{i-1,j,k}^{x1} - \mathbf{R}_{i,j,k}^{x2} \Phi_{i,j,k}^{x1} + \mathbf{q}_{i,j,k}^{x1}) + \\ & + (\Psi_{xi+1,j,k}^{x2} + \Psi_{xi,j,k}^{x1})^{-1} (\mathbf{R}_{i+1,j,k}^{x2} \Phi_{i+1,j,k}^{x1} - \mathbf{R}_{i,j,k}^{x1} \Phi_{i,j,k}^{x1} + \mathbf{q}_{i,j,k}^{x2}) + \\ & + (\Psi_{yi,j-1,k}^{y1} + \Psi_{xi,j,k}^{x2})^{-1} (\mathbf{R}_{i-1,j,k}^{y1} \Phi_{i-1,j,k}^{x1} - \mathbf{R}_{i,j,k}^{y2} \Phi_{i,j,k}^{x1} + \mathbf{q}_{i,j,k}^{y1}) + \\ & + (\Psi_{xi,j+1,k}^{y2} + \Psi_{xi,j,k}^{y1})^{-1} (\mathbf{R}_{i,j+1,k}^{y2} \Phi_{i+1,j,k}^{x1} - \mathbf{R}_{i,j,k}^{y1} \Phi_{i,j,k}^{x1} + \mathbf{q}_{i,j,k}^{y2}) + \\ & + (\Psi_{zi,j,k-1}^{z1} + \Psi_{zi,j,k}^{z2})^{-1} (\mathbf{R}_{i,j,k-1}^{z1} \Phi_{i,j,k-1}^{x1} - \mathbf{R}_{i,j,k}^{z2} \Phi_{i,j,k}^{x1} + \mathbf{q}_{i,j,k}^{z1}) + \\ & + (\Psi_{zi,j,k+1}^{z2} + \Psi_{zi,j,k}^{z1})^{-1} (\mathbf{R}_{i,j,k+1}^{z2} \Phi_{i,j,k+1}^{x1} - \mathbf{R}_{i,j,k}^{z1} \Phi_{i,j,k}^{x1} + \mathbf{q}_{i,j,k}^{z2}) - \\ & - \sum_{i,j,k}^{x1r} \Phi_{i,j,k}^{x1} + \nu_f \sum_{i,j,k}^{x1f} \Phi_{i,j,k}^{x1} = 0, \end{aligned}$$

но программируется ненамного труднее (и, по-видимому, может использовать те же методы ускорения сходимости итераций), чем конечно-разностная аппроксимация группового уравнения диффузии. Факторами разрывности  $\mathbf{R}$ , для которых естественным образом выводятся формулы для их вычисления, уточнение системы уравнений не ограничивается. В скобках уравнения присутствуют еще слагаемые  $\mathbf{q}_{i,j,k}^{an}$ , которые также служат для уточнения системы уравнений (содержит слагаемые, которые зависят от дополнительных пробных функций, не учитываемых в традиционном методе гомогенизации и слагаемые, возникающие вследствие асимметрии ячеек).

В работе на примере численного решения простейшей односкоростной одномерной задачи продемонстрирована возможность использования в расчетах несимметричных ячеек, показано влияние на результаты и важность обоснованного выбора границ ячеек (рекомендуется выбирать границы, не совмещающая их с границами раздела физических зон, с тем, чтобы угловое распределение нейтронов на границах ячеек можно было описать меньшим количеством угловых моментов — коэффициентов разложения в ряд по сферическим гармоникам). Демонстрированы также возможности уточнения результата за счет ухода от диффузионного приближения на гранях ячеек.

### Список литературы

1. *Laletin N.I.* Basic Principles for Developing Equations for Heterogeneous Reactors – A Modification of the Homogeneous Method // Nuclear Science and Engineering, 1983, v. 85, p. 133—138.
2. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Уточнение метода гомогенизации гетерогенного реактора // Атомная энергия 1977, т.43, вып. 4, с. 247—253.
3. Верификация  $S_N$ -моделирования программы FRIGATE на специальных тестовых задачах А.С. Денисова АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск.

## **Устойчивый алгоритм расчета одногруппового коэффициента диффузии в многозонной цилиндрической ячейке методом поверхностных псевдо-источников**

**Н. В. Султанов**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия,  
e-mail: Sultanov\_NV@nrcki.ru

В методе поверхностных гармоник (МПГ), предназначенного для решения уравнения переноса нейтронов в активной зоне ядерного реактора, функция распределения раскладывается по пробным функциям. Первой пробной функцией является матрица поглощения и деления. Она ответственна за основные процессы (поглощение и деление), которые происходят внутри ячейки ядерного реактора. Для ее расчета удобно использовать метод поверхностных псевдо-источников для цилиндрических и кластерных ячеек ядерных реакторов. Второй пробной функцией является матрица коэффициентов диффузии. Она связана с процессами перетекания нейтронов из одной ячейки в другую. Она обычно рассчитывается в диффузионном,  $P_2$ - и  $P_4$ -приближениях метода сферических гармоник и методом поверхностных псевдо-источников. В тесных решетках с большим поглощением  $P_2$ -,  $P_4$ -приближений может оказаться недостаточно, а метод поверхностных псевдо-источников оказался неустойчив в расчете многозонных цилиндрических ячеек. Данная работа посвящена разработке устойчивого расчета одногруппового коэффициента диффузии методом поверхностных псевдо-источников, во-первых, устранением расходящихся интегралов по аналогии с расчетом кластерных ячеек типа РБМК, во-вторых, введением изотропного условия отражения нейтронов от внешней границы ячейки, как это было сделано в расчетах цилиндрических ячеек и приводящим к результатам, близким к расчетам, например, квадратных ячеек с зеркальным отражением. Приведены сравнения результатов расчета коэффициентов диффузии различными методами ряда двузонных ячеек.

### **Сведения об авторах**

Султанов Николай Васильевич, д. ф.-м. н., с. н. с., в. н. с., НИЦ «Курчатовский институт», 123098 Москва, ул. Рогова, д. 12, кор. 1, кв. 165. Моб. т.: 915-240-10-85. Email: Sultanov\_NV@nrcki.ru.

**Ключевые слова:** *одногрупповой расчет, коэффициент диффузии, метод поверхностных псевдо-источников, метод поверхностных гармоник.*

## Многомерный анализ данных на основе результатов расчетов ядерной трансмутации в циркониевых сплавах

А. Р. Белозерова, С. В. Белозеров, В. К. Шамардин

АО «НИИАР», Димитровград

Научные и инженерные практики генерируют высокие порядки петабайт ( $10^{15}$ ) данных в непрерывный поток информации в процессе измерений, научных экспериментов, инженерных наблюдений. Осуществление интеллектуального поиска функциональных и логических закономерностей в накопленных данных, построение моделей и правил, которые объясняют найденные закономерности и/или (с определенной вероятностью) прогнозируют развитие некоторых процессов важно в научных направлениях, трудноисполнимых в натуральных или полунатурных экспериментах. Интеллектуальный анализ данных (Data Mining) для получения знаний из больших объемов научных данных — это молодое, динамичное и перспективное направление. Задача поиска и создания моделей многомерных данных по ядерно-физическим свойствам циркониевых сплавов для автоматического раскрытия ценной информации из огромных объемов данных и для преобразования таких данных в организованные знания является актуальной.

При отсутствии внешних напряжений под облучением у циркониевых сплавов в активной зоне реакторов наблюдается радиационный рост, который по природе своей анизотропен, зависит от текстуры и приводит к изменениям их размеры и формы. На основе данных по формоизменениям изделий из циркониевых сплавов ( $Zr+1\%Nb$  и  $Zr+2,5\%Nb$ ) при их длительном облучении в активной зоне высокопоточного реактора СМ и численных оценок по содержанию молибдена в циркониевых сплавах проведен анализ.

Проведены расчеты динамики накопления молибдена в циркониевых сплавах:  $Zr+2,5\%Nb+0,5\%Mo$ ;  $Zr+1\%Nb+0,5\%Mo$ ;  $Zr+2,5\%Nb$  при облучении в реакторе СМ. Реакторное облучение приводит к существенному накоплению молибдена в рассматриваемых сплавах. Проведенные расчеты и анализ могут служить основанием при разработке циркониевых сплавов с дополнительным легированием молибденом, которые могут обеспечить оптимальные физико-механические свойства, в частности характеристики радиационного роста.

**Ключевые слова:** ядерная трансмутация, циркониевые сплавы, исследовательский реактор, интеллектуальный анализ научных данных, реляционная база данных, многомерная модель данных, OLAP-куб.

## **Радуга ТВ – код нового поколения для решения уравнения переноса**

Л. П. Басс<sup>1</sup>, О. В. Николаева<sup>1</sup>, С. А. Гайфулин<sup>1</sup>, В. Д. Давиденко<sup>2</sup>,  
А. Н. Хмылев<sup>2</sup>, А. А. Данилов<sup>3</sup>

<sup>1</sup> ИПМ им. М.В. Келдыша РАН, Москва

<sup>2</sup> НИЦ «Курчатовский институт», Москва

<sup>3</sup> ИВМ РАН, Москва

Сеточные (детерминистские) методы широко применяются в задачах проектирования и эксплуатации ядерных энергетических установок. По сравнению с методом Монте-Карло они обладают как преимуществами, так и некоторыми недостатками. Большинство специалистов-расчетчиков считает оптимальным применение этих двух методов; существуют и гибридные методы в рамках одного расчета.

В докладе приводится небольшой обзор основных характеристик отечественных и зарубежных пакетов программ, используемых сеточных схем и методов распараллеливания вычислений. Приводится также краткое описание методики, алгоритмов и структуры первой версии нового комплекса программ Радуга-ТВ, включающего, в частности, комплекс UNK расчета выгорания. Кратко рассматривается вопрос о понятии «код нового поколения».

## **Программа FRIGATE комплексного сценарийного расчета реактора и защиты в групповом приближении: предпосылки создания, структура организации, функциональное назначение**

А. А. Николаев

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Процесс обоснования нейтронно-физических характеристик реакторов и радиационной защиты подразумевает выполнение глубокого и всестороннего анализа объекта исследования, важная роль в котором отводится расчетному обоснованию. Выполнение детерминистического анализа объекта исследований требует от инженера-физика решения большого объема многообразных задач, которые в конечном итоге сводятся к расчету и анализу значительного количества различных состояний реакторной установки. Многообразие расчетных вариантов обуславливается (не ограничиваясь):

- различными состояниями активной зоны по кампании;
- различным положением групп поглощающих стержней;
- различными наборами источников излучений для различных времен выдержки;
- необходимостью обоснования сходимости по пространственной и угловой переменной;
- необходимостью обоснования достаточности  $P_M$ -моментов представления сечения рассеяния;
- необходимостью выполнения расчетов по альтернативным программам транспорта излучения и программ подготовки групповых констант или библиотек констант.

В зависимости от решаемой задачи цепочки вычислений и обмена данными между вычислительными процессами характеризуются различной длиной, наполненностью и цикличностью. Ручная организация сложных вычислений — рутинный и трудоемкий процесс, как правило требующий ручной организации передачи информации от одного звена вычислений к другому, ручного извлечения отдельных результатов вычислений из массивов расчетных данных.

Многообразие расчетных состояний и получаемых результатов с одной стороны, и цель — получение быстрых и надежных расчетных заключений и рекомендаций с другой, все это требует четкой, гибкой и удобной организации вычислительного процесса вообще и обращения с результатами расчетов в частности. В особенности — при решении новых задач проектирования реакторных установок, при решении задач верификации нейтронно-физических программ.

Один из вариантов решения этой проблемы рассмотрен в докладе. Разработана и реализована в программе FRIGATE методология свободной программируемой организации комплексных взаимосвязанных многокомпонентных вычислений в обоснование проектных характеристик реакторов и защиты реакторных установок с быстрым спектром нейтронов в групповом приближении.

Программа FRIGATE в рамках единого исполняемого файла позволяет пользователю организовать произвольные цепочки стандартных вычислений и выполнить решение следующих задач:

- расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов;
- расчет коэффициента подкритического умножения нейтронов;
- расчет полей ионизирующих излучений в условно-критической задаче;
- расчет полей ионизирующих излучений в подкритическом реакторе с внешним источником;
- расчет полей ионизирующих излучений в неразмножающей среде с внешним источником;
- расчет полей ионизирующих излучений в размножающей среде с внешним источником;
- расчет эффектов реактивности (прямой метод, теория возмущений);
- расчет групповых заблокированных макро- и микроконстант;
- расчет параметров точечной кинетики;
- расчет изотопной кинетики;
- расчет функционалов полей ионизирующих излучений;
- сценарийную организацию вычислений, включая автоматический (программируемый) обмен данными и расчетными параметрами между вычислительными процессами.

Структура программы FRIGATE организована по принципу совокупности взаимодействующих блоков процедур. Каждый блок программы выполняет отдельную логически замкнутую задачу. В состав программы входят следующие блоки: геометрический блок,  $S_N$ -блок (на базе программы PMSNSYS-II), блок подготовки заблокированных групповых констант, блок расчетов параметров точечной кинетики, блок расчетов эффектов реактивности по теории возмущений, блок работы с функционалами полей ионизирующих излучений, блок расчета изотопной кинетики, а также другие вычислительные и/или служебные блоки подпрограмм.

## Расчет плотности потока тепловых нейтронов в радиационной защите по программе FRIGATE с применением метода субмоделирования

А. Н. Скобелев, А. А. Николаев

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

В статье представлены результаты расчета плотности потока тепловых нейтронов (ППТН) на ионизационных камерах, расположенных в бетонной шахте радиационной защиты, по программе FRIGATE с использованием метода субмоделирования, основанного на интерполяции граничного условия по энергетической и пространственной переменным (рис. 1).

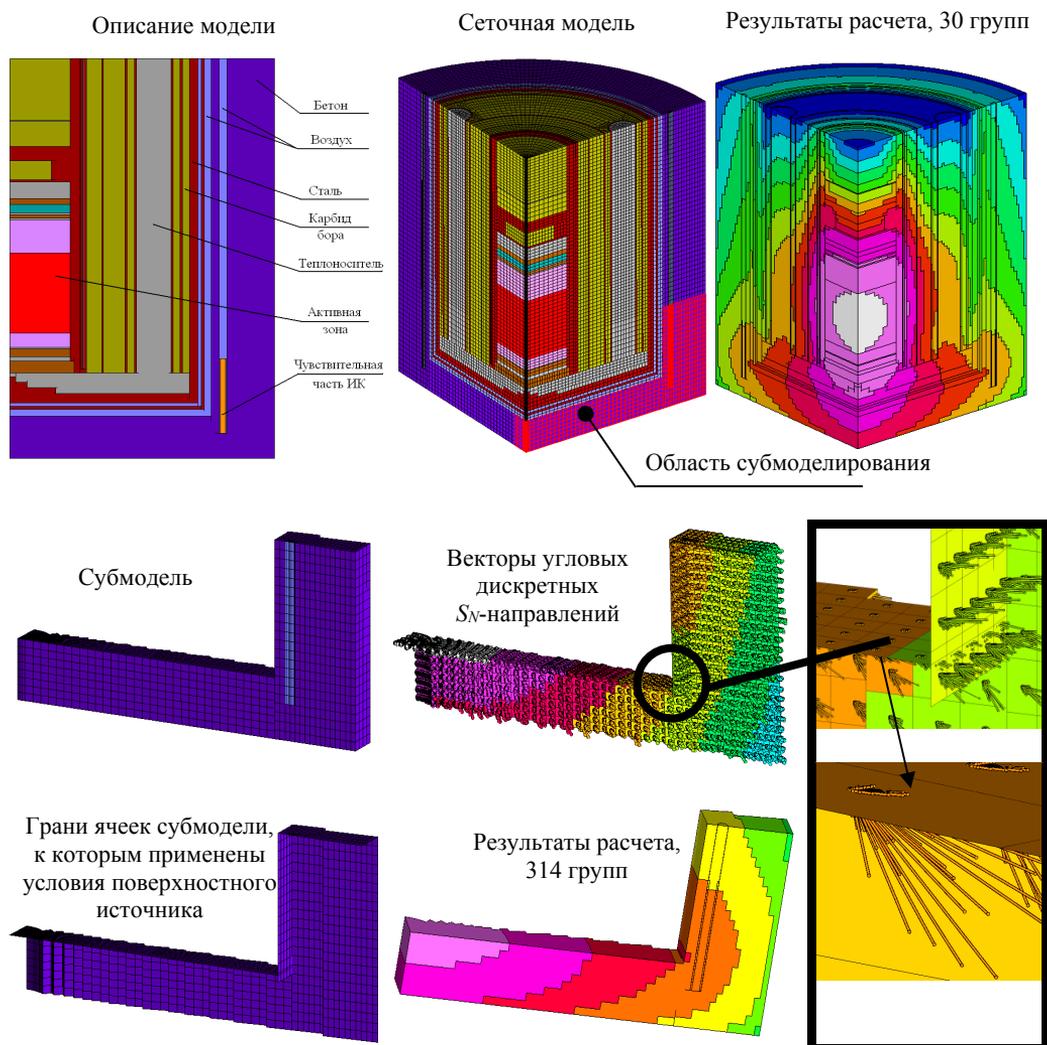


Рис. 1. Использование метода субмоделирования в расчете ППТН на ионизационных камерах

Использование метода субмоделирования при решении рассматриваемой задачи позволяет заметно сократить общее время вычислений и снизить требования к необходимым машинным ресурсам без понижения точности результатов.

Корректность полученных результатов и метода в целом подтверждена поверочным расчетом по программе TDMCC, реализующей решение уравнения переноса методом Монте-Карло.

## **Результаты моделирования тестовой задачи «BenchmarkRostov 2» с использованием комплекса программ САПФИР\_95&RC\_ВВЭР**

**В. Г. Артемов, Л. М. Артемова, В. Г. Коротаев, А. Н. Кузнецов**

*ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор*

В работе представлены результаты моделирования с использованием комплекса программ САПФИР\_95&RC\_ВВЭР тестовой задачи «BenchmarkRostov 2», в основу которой положен натурный эксперимент, выполненный на Ростовской АЭС, в котором реализован переходный режим с разбавлением борной кислоты и компенсацией реактивности погружением рабочей группы. Тестовая задача предназначена для отработки методик нестационарного расчета потвэльного энерговыделения в программах, используемых для расчетов нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реакторов типа ВВЭР.

В комплексе программ (КП) САПФИР\_95&RC\_ВВЭР реализованы два метода расчета потвэльного энерговыделения — метод суперпозиции микро- и макропотока и комбинированный мелкосеточный метод, в котором узлы радиальной расчетной сетки в активной зоне совпадают с центрами твэлов ТВС. Комбинированный мелкосеточный расчет потвэльного энерговыделения проводится с известными распределениями выгорания, температуры топлива и плотности теплоносителя, полученных на основе расчета потвэльного энерговыделения методом суперпозиции. Оба подхода реализованы для решения стационарных и нестационарных задач. При моделировании нестационарных процессов задача решается в комплексе с теплогидравлическим расчетным кодом (РК) КОРСАР.

В докладе приведено описание нейтронно-физических моделей активной зоны реактора ВВЭР-1000 для тестовой задачи «BenchmarkRostov 2» для метода суперпозиции и комбинированного метода. Приведены результаты расчетов полей энерговыделения.

**Ключевые слова:** *потвэльное энерговыделение, «мелкосеточный» расчет, метод суперпозиции, динамический расчет, совместный нейтронно-физический и теплогидравлический расчет*

## **КВА метод распараллеливания вычислений при решении уравнения переноса нейтронов на неструктурированных сетках**

**О. В. Николаева, С. А. Гайфулин, Л. П. Басс**

*ИПМ им. М.В. Келдыша РАН, Москва*

При параллельном решении уравнения переноса нейтронов на вычислительных системах с распределенной памятью область расчета разбивается на подобласти и каждый процессор выполняет расчет в собственной подобласти. При этом на каждой итерации необходимо задавать значения правой части (интеграла столкновений) и граничного источника (потока входящих в подобласть нейтронов).

Значения правой части полагаются известными с предыдущей итерации. В качестве значений граничного источника также могут быть использованы величины, полученные при расчете соседних подобластей на предыдущей итерации (BI (Boundary Iterations) метод). В этом методе число итераций растет при увеличении числа подобластей.

В КВА (Koch-Baker-Adams) методе, созданном для распараллеливания вычислений при решении уравнения переноса нейтронов на регулярных сетках, значения потоков входящих в подобласть нейтронов берутся с текущей итерации. Для этого каждая итерация разбивается на несколько шагов. На каждом шаге в каждой подобласти расчет выполняется только для тех направлений переноса нейтронов, для которых известны значения потоков входящих в подобласть нейтронов. Далее полученные в расчете на текущем шаге потоки выходящих из подобласти нейтронов передаются в соседние подобласти и используются в расчете на следующем шаге.

Таким образом, при использовании КВА метода число итераций не зависит от числа подобластей. С другой стороны, в КВА методе дополнительные межпроцессорные обмены требуют дополнительных временных затрат.

КВА метод успешно применяется при решении уравнения переноса на регулярных сетках. Этот метод был распространен на блочно-неструктурированные сетки, то есть сетки, состоящие из регулярно расположенных блоков, когда внутри каждого блока сетка является неструктурированной. Блочно-неструктурированные сетки применимы, например, для описания активной зоны, когда каждый блок отвечает одной топливной ячейке.

В настоящем докладе представлены результаты применения КВА метода к расчетам на полностью неструктурированных сетках, используемых в защитах реакторов. Выполнено сравнение времен расчета КВА и BI методов распараллеливания вычислений. Оба метода реализованы в программе РадугаТ, расчеты выполнены на гибридном кластере к 100.

***Ключевые слова:** уравнение переноса нейтронов, неструктурированные сетки, параллельные вычисления, итерационные алгоритмы*

## Расчёт эффектов реактивности и их погрешностей в системе СКАЛА-РОКОКО

Г. М. Жердев, Е. С. Теплухина

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

Для оценки константной составляющей погрешностей расчёта эффектов реактивностей реактора, используется метод прямого возмущения геометрии или материалов. Метод заключается в том, что рассчитываются два состояния реактора с различными геометрическими конфигурациями, например, положениями органов СУЗ или с различными содержаниями/свойствами вещества, например, наличия или отсутствия натрия в А.З., натриевой полости, температуры, изотопного состава.

Для каждого состояния производится заданное число полных расчётов реактора с возмущением констант на основе ковариационных матриц погрешностей.

Возмущение констант производится один раз для каждого полного расчёта.

При расчётах первого и второго состояния используются одинаковые возмущения, т. е. для каждого возмущения констант производятся расчёты обоих состояний. Проводится так же расчёты обоих состояний на не возмущённых константах. Таким образом, в результате расчётов получаются  $npert+1$  результатов для первого и столько же для второго состояния, где  $npert$  это число возмущений констант плюс один расчёт на невозмущённых.

Далее, производится статистический анализ по  $2*(npert+1)$  рассчитанным функционалам. Из чего делается заключение о величинах погрешностей, связанных с неточностью знания нейтронных данных.

Две геометрические конфигурации записываются в блоке задания на расчёт либо задаётся описание двух наборов материалов.

По такой методике могут быть рассчитаны эффекты реактивности и погрешности:

- Перемещения Элементов А.З. реактора
  - эффективности органов системы управления и защиты
- функционалов от эффектов, описываемых возмущением концентраций/материалов среды
  - натриевый пустотный эффект
  - эффект реактивности при выгорании/накоплении плутония
  - температурный эффект
  - эффект от изменения концентрации борной кислоты

Алгоритм расчёта. На первом этапе производится расчёт возмущений. Рассчитываются  $npert$ -возмущений всех констант, число которых равно произведению числа изотопов на число реакций на число групп. Число реакций определяется наличием ковариационных данных для изотопов. Как правило, для актинидов оно равно шести, а для неделящихся элементов — четырём. Число групп для реакций ( $n, 2n$ ) — 2—3, для неупругого рассеяния 12—18, для всех остальных реакций — 28.

Рассчитанные *npert*-факторов возмущения запоминаются для каждой константы.

На втором этапе производится нейтронно-физические расчёты первого состояния для каждого возмущения и аналогичные расчёты второго состояния для тех же возмущений констант.

Рассчитанные функционалы запоминаются для всех возмущений и обоих состояний.

На третьем этапе производится статистический анализ результатов.

Итоговая погрешность оценивается как разность дисперсии реактивности, рассчитанной на возмущённых константах и статистической погрешности для расчётов по методам Монте-Карло. Заметим, что если в качестве расчётной программы использовать детерминистический код, то полученная дисперсия и будет мерой оценки константной составляющей погрешности.

Надо отметить то, что по описанной методике может быть рассчитаны погрешности не только линейных функционалов коэффициента размножения, но и, например, эффективной доли запаздывающих нейтронов или энерговыделения.

## **CROSSER — программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов**

**В. Н. Кощев, И. В. Тормышев, В. А. Мишин, А. А. Перегудов,  
К. Ф. Раскач, М. Ю. Семенов, А. А. Якунин**

*АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск, Россия*

Для проведения современных инженерных расчетов быстрых реакторов необходим быстродействующий, гибкий и обеспечивающий приемлемую точность модуль подготовки групповых констант. Верифицированная и широко используемая, в настоящее время, программа подготовки констант CONSYST0601 [1] (далее CONSYST) не вполне удовлетворяет вышеперечисленным требованиям.

Достоинства программы CONSYST:

- Сертифицированная версия;
- Внедрена в практику расчетов во многих организациях;
- Наличие большого опыта в расчетах нейтронно-физических характеристик;
- Удовлетворительная точность расчетов проектных характеристик быстрых реакторов.

Недостатки программы CONSYST:

- Архитектура составляющих модулей и семантика языка программирования устарели;
- Высокие временные затраты на подготовку групповых констант для современных расчетных моделей (десятки тысяч физических зон);
- Привязка к одной библиотеке констант [2], данные которой, в настоящее время, устарели;

- Выявленные в ходе эксплуатации методические недочеты (например, нефизичное поведение коэффициента Доплера при интерполяции факторов резонансной самоэкранировки сечений в области высоких температур (~2000—3000 К), что важно, в частности, при расчете аварийных процессов).

Рассмотрим общую конструкцию программы CONSYST, которая представлена на рисунке 1:

- Блок 1: исходные данные в необходимом объеме считываются из библиотеки констант БНАБ93. Данные формируются для дальнейшего приготовления групповых констант, согласно расчетной модели;
- Блок 2: здесь выполняется непосредственная подготовка макроконстант, согласно заложенных математическим и физическим приближениям;
- Блок 3: выдаются групповые константы в виде, удобном для пользователя инженерной расчетной программы.

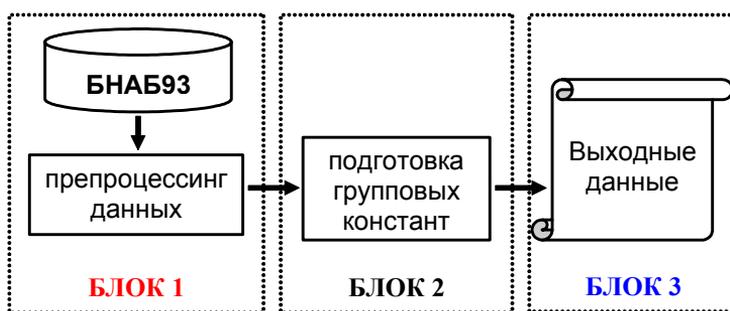


Рис. 1. Общая конструкция программы CONSYST

Была поставлена цель — на базе программы CONSYST создать новый модуль подготовки групповых констант, сочетающий в себе ее достоинства с новыми возможностями, устраняющими ее недостатки.

Новый модуль подготовки групповых констант получил название CROSSER.

В модуле CROSSER основные изменения по сравнению с программой CONSYST затронули функции обработки исходных микроданных перед процессом подготовки групповых констант (блок 1 на рис. 1). При этом модули, отвечающие непосредственно за подготовку групповых констант (блок 2) оставлены без изменений. Также, изменения не затронули и модули формирования выходных данных (блок 3); в дальнейшем планируется их существенная модернизация.

В ходе работы:

- проведена существенная оптимизация работы с данными и памятью, что позволило существенно увеличить быстродействие модуля по сравнению с программой CONSYST;

- проведена модернизация модуля для обеспечения кросс-платформенности программы (в настоящее время обеспечивается совместимость с ОС Linux 2.6++, Windows7+ и различных аппаратных решений на платформе x86\_64);

– введены изменения в закон интерполяции температурной зависимости факторов резонансной самоэкранировки сечений (блок 1);

– подготовлены библиотеки микроконстант БНАБ-РФЕ (на основе современной библиотеки оцененных ядерных данных РОСФОНД-2010 [3]) и БНАБ-93Е, с использованием общего формата с увеличенным числом значащих цифр по сравнению с классическим форматом БНАБ-93. Модуль CROSSER может использовать обе эти библиотеки.

К настоящему времени проведен большой объем верификационных расчетов с использованием модуля CROSSER. Особо следует отметить, что для верификационных задач использование CROSSER (+ БНАБ-93Е) приводил к идентичным результатам по сравнению с CONSYST (+ БНАБ-93).

Проведены расчеты эффективного коэффициента размножения и коэффициента Допплера с использованием кодов MCNP5 [4] (СЕ-данные), ММКС [5] (СЕ-данные) и ММКК [6] (БНАБ-РФЕ). При расчетах по коду ММКК использовались групповые константы, полученные с использованием модуля CROSSER. СЕ-данные для кодов MCNP и ММКС получены с помощью кода NJOY [7]. Во всех случаях в качестве базовой использовалась библиотека оцененных ядерных данных РОСФОНД-2010.

В качестве иллюстрации приведены результаты для простых моделей (бесконечный и конечный цилиндры из материала, соответствующего гомогенизированному составу а.з. реактора типа БН с МОКС-топливом). В широких пределах варьировалась температура нуклидов — основных вкладчиков в Допплер эффект.

Также, в качестве иллюстрации приведены результаты сравнительных расчетов эффективного коэффициента размножения и коэффициента Допплера для полномасштабных тестовых моделей а.з. действующих и проектируемых быстрых реакторов: БН-600, БН-800, БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300.

Проведен анализ результатов расчетных исследований. Сделаны выводы по возможному использованию модуля CROSSER для подготовки групповых констант в инженерной практике расчетов НФХ быстрых реакторов. Намечены направления дальнейшей работы.

### Список литературы

1. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828. Обнинск. 2000.
2. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений / Сб. «Вопросы атомной науки и техники: Серия: Ядерные константы». – Вып. 1. – М., 1996. – С.59.
3. Zabrodskaaya S.V., Ignatyuk A.V., Koscheev V.N. et al. VANT, Nuclear Constants, v. 1-2, p.3 (2007). ROSFOND-2010 Library, Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk, Russia (2010).
4. Brown F.B., Booth T.E. et al. “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Overview and Theory, Volume I”, LA-UR-03-1987, LANL, (2003).

5. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММК для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в  $P_n$ -приближении: Препринт ФЭИ-2887. – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
6. Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона / Сб. «Доклады семинара НЕЙТРОНИКА-2012». – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012.
7. Macfarlane R.E. and Muir D.W. "NJOY99.0 — Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Sections from ENDF/B Data". PSR- 480/NJOY99.00, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, 2000.

Секция 7.  
КОНСТАНТЫ  
ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ  
РАСЧЕТОВ

**Эксперименты по исследованию температурного эффекта реактивности в плутониевых размножающих системах без отражателя**

А. А. Вайвод, С. С. Бесов, А. А. Юдов, С. А. Андреев

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И.Заббахина», Снежинск

В работе, представленной в настоящем докладе, исследовалось влияние изменения температуры компактных размножающих систем (РС) из плутония без отражателя на их реактивность и критические параметры при проведении интегральных критических экспериментов в РФЯЦ-ВНИИТФ. Приведено краткое описание постановки экспериментов. При проведении экспериментов определялись значения коэффициентов умножения и постоянных спада при фиксированном значении зазора между частями РС при различных значениях температуры в центральной части РС. С использованием полученных экспериментальных данных были оценены температурные коэффициенты реактивности (ТКР) РС. ТКР также оценивались с применением численного моделирования методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА. Значения ТКР, полученные в результате численного моделирования, удовлетворительно согласуются со значениями, определенными на основе экспериментальных данных. Экспериментально определены значения критических зазоров РС при различных температурах (в режимах работы с естественным теплоотводом и с использованием системы воздушного охлаждения) Результаты работы будут использованы при планировании, проведении и описании экспериментов с размножающими системами из плутония такого типа и построении бенчмарк-моделей РС.

*Ключевые слова:* размножающие системы, плутоний, критические эксперименты, корреляционные эксперименты, бенчмарк-модели, температурный коэффициент реактивности, эффективный коэффициент размножения, асимптотическая постоянная спада, воздушное охлаждение

## **Измерения прохождения нейтронов с энергией 14 МэВ через слои гидридов лития методом времени пролета**

**В. В. Намаконов, С. А. Андреев, Д. М. Габбасов, А. Р. Мосеева, Д. И. Сергина**  
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И.Забабахина», Снежинск

Представлены результаты экспериментов по прохождению 14 МэВ нейтронов через слои гидридов лития толщиной до 25 см. Измерения выполнены методом времени пролета на импульсном канале нейтронного генератора НГ-12И. Режим работы нейтронного генератора — импульсно-периодический. Регистрация нейтронов, прошедших через слои гидридов, осуществлялась сцинтилляционным детектором на основе кристалла стильбена размерами  $\varnothing 70 \times 70$  мм. В качестве измерительной аппаратуры использовались модули в стандарте NIM. Выход нейтронов из мишени генератора определялся по показаниям монитора с нейтронно-активационным детектором из фторопласта. Измерения активности облученных нейтронно-активационных детекторов проводились на гамма-спектрометре с полупроводниковым детектором из ОЧГ. Средний поток 14 МэВ нейтронов из мишени составил  $\sim 2 \cdot 10^8$  н/с.

Приведено описание постановки эксперимента и результатов измерений. По результатам измерений получены аппаратурные спектры нейтронов для исследуемых образцов различной толщины. С использованием измеренных спектров определены коэффициенты прохождения 14 МэВ нейтронов через исследуемые образцы. Полученные результаты могут быть использованы для валидации нейтронно-физических расчетов и уточнения библиотек нейтронных констант.

*Ключевые слова:* генератор 14 МэВ нейтронов, гидрид лития, спектры нейтронов, сцинтилляционный детектор, коэффициенты прохождения нейтронов.

## **Эксперименты по исследованию прохождения нейтронов через слои гидрида лития-7 в урановой размножающей системе с применением метода нейтронно-активационного анализа**

**А. А. Вайвод, А. А. Юдов, С. С. Бесов, В. И. Литвин, С. А. Андреев**  
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И.Забабахина», Снежинск

В докладе представлены результаты прецизионных экспериментов по прохождению нейтронов спектра деления через слои гидрида лития-7 с применением метода нейтронно-активационного анализа. В экспериментах определялись активационные интегралы нейтронно-активационных детекторов, расположенных в различных точках сборного отражателя из гидрида лития-7, установленного на торце цилиндрической размножающей системы из урана. Использовались активационные детекторы на основе никеля, индия, титана, алюминия и меди.

Погрешность абсолютных измерений активационных интегралов определялась по аттестованной методике и составила от ~4 до ~8 % (при  $P = 95$  %). Погрешность относительных измерений определялась статистической точностью, корректностью программной обработки аппаратурных пиков и согласием данных измерений, полученных на разных спектрометрических установках, и составила от ~0,3 до ~2,7 % ( $1\sigma$ ). С использованием полученных данных определялись спектральные индексы (отношения нормированных значений активационных интегралов детекторов различных типов к значениям активационных интегралов детекторов из никеля), дающие информацию о спектрах нейтронов.

***Ключевые слова:** бенчмарк-эксперименты, высокообогащенный уран, размножающие системы, нейтронно-активационный метод, нейтронно-активационные детекторы, спектрометрическая установка, активационный интеграл, спектральные индексы, гидрид лития.*

## **Современное состояние пакета программ GRUCON для переработки оцененных ядерных данных**

**В. В. Сеница**

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Приводится описание принципов организации и функциональных возможностей пакета программ GRUCON, предназначенного для вычислительных работ с ядерными данными с возможностью формирования рабочих библиотек сечений для прикладных программ. Принцип организации вычислений основан на использовании обобщённых стандартных структур [1], обмен которыми обеспечивается системным наполнением пакета, что существенно упрощает программирование функциональных модулей и делает их независимыми от форматов внешних библиотек, в частности, от формата ENDF (как известно, процессинговая системы NJOY [2] построена на ENDF-образных структурах PENDF, GENDF). Если принять во внимание перспективу перехода от традиционного формата ENDF к обобщённым структурам GNDS [3], низкая чувствительность пакета GRUCON к изменениям форматов внешних библиотек является важным достоинством. В частности, на аналогичном принципе внутренних структур развивается в настоящее время японская процессинговая система FRENDY [4].

В настоящее время в пакете GRUCON используется 31 стандартная структура для данных, представленных: параметрами (для оцененные данные), детальными таблицами (в частности, восстановленными из параметров), моментами и функциями (вычисленными для заданных значениях параметров среды из таблиц), групповыми векторами и матрицами (полученными усреднением функций по начальной и конечной энергиям в заданных интервалах-«группах»), обобщёнными подгрупповыми параметрами (для вероятностного описания за-

висимости функций от структуры сечений внутри группы) , текстами (для сохранения текстового образа данных).

Основную функциональную часть пакета образуют модули-преобразователи, которые выполняют вычислительные операции. Их число составляет ~50. Они позволяют получать следующие типы данных на заданных пользователем параметрах:

- детальные парциальные сечения при заданной температуре в области разрешённых резонансов;

- полиномиальные и экспоненциальные моменты сечений для заданных температур и сечений разбавления в области неразрешённых резонансов;

- подгрупповые параметры, получаемые путём аппроксимации моментов сечений, как функций температуры и сечения разбавления (подгрупповые параметры);

- подгрупповые параметры, получаемые из детальных ходов сечений в группах, дополненные матрицами корреляций подгрупп для разных материалов, реакций, температур и в результате последовательных столкновений в процессе замедления (обобщённые подгрупповые параметры);

- функции столкновения и полиномиальные коэффициенты Лежандра для угловых распределений нейтронов при нулевой температуре, полученные в формализме Блатта-Биденхарна;

- сглаженные полиномиальные коэффициенты Лежандра, полученные путём усреднения с весом сечений, полученных для заданных температур;

- детальные дифференциальные сечения и групповые сечения и матрицы для нейтронов, рассеянных на постоянных сечениях (приближение свободного газа), на связанных в молекулах или кристаллах атомах (с заданными законами рассеяния), рассеянных на резонансных сечениях с заданной температурой ядра-мишени;

- сечения образования лёгких частиц (газов) в нейтронных реакциях;

- сечения образования радиоактивных ядер;

- групповые сечения, факторы резонансной самоэкранировки и матрицы групповых переходов для нейтронных реакций;

- групповые сечения и матрицы образования гамма-квантов в нейтронных реакциях;

- групповые сечения и матрицы групповых переходов для фото-атомных взаимодействий;

- экспериментально измеряемые наблюдаемые сечения, функции пропускания и самоиндикации.

Для конвертирования данных из внешних представлений во внутренние и формирования рабочих библиотек для прикладных программ используются модули ввода/вывода (общим числом 8), название которых соответствует формату внешних данных. В полной степени реализованы модули ввода ENDF, PENDF, GENDF (последние два — для интерфейса с NJOY) и модули вывода PENDF, GENDF, TEMBR, ACE, MATXS (для детальных, групповых и подгрупповых библиотек сечений). В модуле ввода ENDF выполняется проверка данных на

согласованность, и, в виде опции, коррекция обнаруженных противоречий. В состоянии с ограниченными входом и выходом находятся модули ввода GNDS и вывода BNAB — их разработка начата относительно недавно и осуществляется по мере потребности. Для визуализации данных предусмотрен вывод данных из стандартных представлений в виде аннотированных таблиц (модуль TABLE) и графиков (модули PLOT, ZVD).

Верификация пакета ведётся в рамках «Проекта по верификации программ подготовки ACE файлов» [5], инициированным Секцией по Ядерным Данным МАГАТЭ (А.Трков), путём сравнением результатов, полученных по 8 процессинговым программам: PREPRO&ACEMAKER (Куба, AENTA), FRENDY (Япония, JAEA), FUDGE (США, BNL), GALILEE (Франция, CEA), GRUCON (Россия, НРЦ КИ), NJOY (США, LANL), NECP-Atlas (Китай, Xi'an Jiaotong University), RULER (Китай, CNDC).

Пакет GRUCON является открыт как для потенциальных разработчиков, так и пользователей. Дистрибутив пакета размещён на сайте <https://www-nds.iaea.org/grucon/>

### Список литературы

1. *Синица В.В.* «Методы расчета нейтронных групповых микроконстант в резонансной области энергий», диссертация к. ф.-м. н., Обнинск, 1981.
2. *Kahler A., Conlin J.L., McCartney A.P.*, NJOY2016, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, USA, [Online] Available at <https://njoy.github.io/NJOY2016/>
3. *Mattoon C.M., et al.*, “Generalized Nuclear Data: a New Structure (with Supporting Infrastructure) for Handling Nuclear Data,” Nucl. Data Sheets, 113, pp. 3145—3171 (2012).
4. *Tada K., et al.*, “Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY,” J. Nucl. Sci. Technol., 54 [7], pp.806—817 (2017).
5. [https://www-nds.iaea.org/ACE\\_verification/](https://www-nds.iaea.org/ACE_verification/)

## **О стабильности нейтронного вещества и возможности его получения. Проблема «нулевых элементов» в работах Д. И. Менделеева**

**Г. Б. Рязанцев, И. Н. Бекман, И. М. Бунцева**

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва*

Д.И. Менделеев допускал существование элементов X («ньютоний») и Y («короний») перед водородом в нулевой группе периодической системы химических элементов (ПС). Следует напомнить, что Менделеев не ошибся в своих предсказаниях новых элементов. Когда он применил периодический закон (ПЗ) к аналогам бора, алюминия и кремния, у него была полная уверенность в успехе, потому что там все было очевидно для него. Идея же доводородных элементов появилась у него сразу же после открытия ПЗ, но опубликовал он это только перед своей кончиной. Этот вопрос преследовал его практически всю творческую жизнь. Д.И. Менделеев не успел решить эту проблему, а его ученики и последователи постарались забыть ее как «ошибочную». Следует отметить, что после Д.И. Менделеева вопрос о «нулевых» элементах неоднократно поднимался многими авторами как в прошлом, так и в настоящем веках, однако для краткости упомянем лишь самых первых и известных из них: например, Эрнеста Резерфорда в 1920 году и Андреаса фон Антропофф в 1926 году. Антропофф первым предложил термин «нейтрониум» для обозначения гипотетического элемента с атомным номером ноль, который он поместил в начало периодической таблицы (ПТ). В настоящее время нейтронная материя, как и нейтронные звезды, является признанной реальностью в астро- и ядерной физике. Нейтронное вещество с позиций общей химии можно классифицировать как химически простое (то есть его нельзя разложить на более простые химическими средствами), тогда неизбежно встает вопрос о соответствующем ему элементе и его месте в ПС. Исходя из логики ПЗ — (порядковое число — электрический заряд) — порядковое число нейтронной материи будет соответствовать нулю, что заставляет вспомнить и развить идеи Дмитрия Ивановича Менделеева о нулевой группе и периоде. На основании трудов Тамма, Хунда и Мигдала утверждается возможность стабильного существования нейтронного вещества на микроуровне, а не только на макроуровне, как сейчас считается в астрофизике. Рассматривается нейтронное вещество в качестве первичного космологического, кандидата на темную материю и его получение в лабораторных условиях на Земле.

**Ключевые слова:** *Д. И. Менделеев, периодический закон, ньютоний, короний, нейтроний, нейтронное вещество, нулевая группа и период, темная материя.*

## **Использование прямых интегральных тестов со стандартизованным спектром для тестирования сечения захвата осколков деления**

**В. Н. Кощев, Е. В. Рожихин, А. А. Якунин**

*АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, Обнинск, Россия*

Известно, что при делении топливных нуклидов образуются многочисленные продукты деления (далее FP), сечение которых следует учитывать при расчетах нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Сечение захвата нейтронов для нуклида FP является наиболее важной его характеристикой, поскольку в результате этого «паразитного» процесса происходит исчезновение «ценного» нейтрона. В зависимости от типа ядерного реактора и используемого топлива можно выделить совокупность FP, вклад от которых в общее сечение захвата является преобладающим. Для быстрых ядерных реакторов такой список нуклидов FP, вклады от которых в совокупное сечение захвата являются определяющими, был определен, например, в работах [1, 2].

Существует несколько национальных библиотек оцененных нейтронных данных в которых содержится информация о сечениях взаимодействия нейтрона с нуклидами FP, например, ENDF/B — Америка, JEFF — Европа, JENDL — Япония, БРОНД, РОСФОНД — Россия, CENDL — Китай и так далее. Последняя существенная ревизия нейтронных данных для основных продуктов деления была проведена международной группой в 2002—2006 году.

После этого времени появились новые экспериментальные данные и новые версии оцененных ядерных данных в библиотеках, отмеченных выше. Для части нуклидов FP данные были существенно модифицированы.

В работе исследован вопрос: насколько в настоящее время новые оценки ядерных данных соответствуют результатам интегральных экспериментов? Дается краткое описание особенностей процесса верификации ядерных данных нуклидов FP. Для задачи верификации сечения захвата для нуклидов FP привлечены доступные прямые интегральные тесты со стандартизованным спектром нейтронов, которые информативны для области энергий быстрых реакторов.

К прямым интегральным тестам отнесены:

– экспериментальные данные, полученные на спектре Максвелла с температурой  $kT=30$  кэВ и рекомендованные сечения MACS, выполненные на основе анализа экспериментальных данных для базы астрофизических данных KADONIS [3];

– сечение захвата, полученное в экспериментах на реакторе CFRMF, спектр которого используется в качестве стандарта [4].

На рисунке 1, для примера, представлена энергетическая зависимость спектров нейтронов, используемых для верификации сечения захвата нуклидов FP в сравнении со спектром нейтронов в активной зоне тестовой модели быстрого реактора БН-1200. Из приведенной на рисунке 1 информации видно, что сечения захвата, полученные на спектре CFRMF достаточно адекватно пред-

ставляют сечения захвата нуклидов FP для реакторов с быстрым спектром нейтронов. В то же время, сечения захвата, полученные на спектре Максвелла MACS, хорошо характеризуют сечение захвата нуклида в резонансной области энергий 1—300 кэВ

Проведен анализ результатов верификационных исследований. Сделаны выводы по возможной корректировке ядерных данных для дальнейших модификаций. Намечены направления дальнейшей работы.

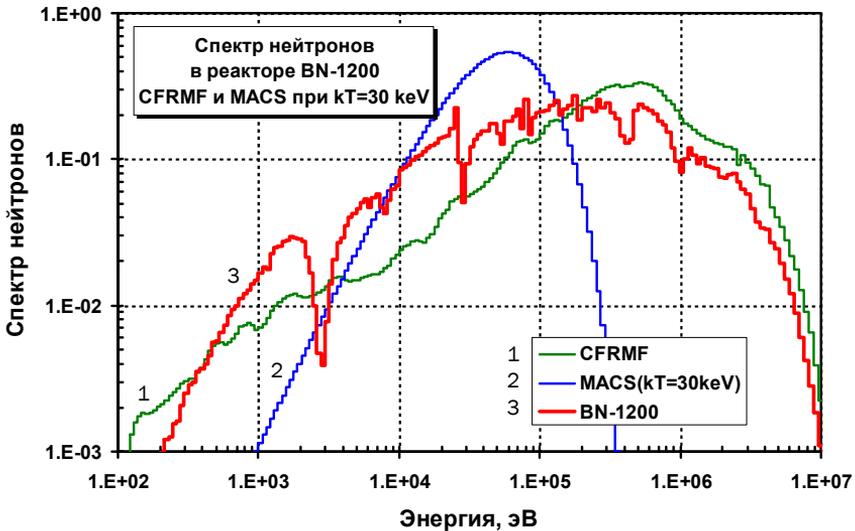


Рис. 1. Энергетическая зависимость спектров нейтронов, используемых для верификации нуклидов FP

### Список литературы

1. Цибуля А.М., Кочетков Ф.Л., Кравченко И.В., Николаев М.Н. К описанию поглощения нейтронов в продуктах деления путём введения псевдоосколка. ВАНТ. Серия: Ядерные Константы. вып. 4, 1985. (с.71).
2. Areport of the Working Party on International Evaluation Co-operatio of the NEA Nuclear Science Committee. Vol. 17. Status of Psevo-Fission-Product Cross-Sections For Fast Reactors. NEA/WPEC-17, ENC-R-98-014. OECD-1998.
3. Dillmann I, Szucs T., Plag R. et.al., TheKarlsruheAstrophysicalDatabaseofNucleo-synthesisinStarsProject - StatusandProspects //NuclearDataSheets, 2014, 120, P. 171.
4. Alter, H. et al., "Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specifications," (ENDF-202) BNL-19302, Brookhaven National Laboratory, Upton (1974).

# Содержание

## Пленарное заседание

Цели и задачи разработок активных зон реакторов БН.....	3
<i>Б. А. Васильев</i>	

## Секция 1. Двухкомпонентная атомная энергетика и перспективные ядерные установки

Исследование возможности выжигания минорных актинидов в быстром реакторе с металлическим топливом на основе только минорных актинидов .....	6
<i>В. В. Коробейников, В. В. Колесов, А. М. Терехова, Ю. Е. Каражелевская</i>	

Преимущества быстрого реактора с физически толстым отражателем из свинца-208.....	8
<i>А. Н. Шмелёв, В. А. Апсэ, Е. Г. Куликов, Г. Г. Куликов</i>	

Влияние неопределенностей технологических параметров на нейтронно-физические характеристики ВТГР и изотопный состав топлива в процессе облучения.....	9
<i>А. В. Гроль, В. Ф. Бояринов, П. А. Фомиченко</i>	

О трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевом реакторе-сжигателе.....	10
<i>М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий</i>	

Анализ конкурентоспособности проекта энергоблока БН нового поколения с учётом системных требований.....	11
<i>П. Н. Алексеев, А. Л. Баланин, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко, А. А. Андрианов, М. В. Баканов, П. С. Теплов, А. В. Гулевич, В. М. Декусар, А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев, Е. В. Марова, А. М. Маслов, М. Р. Фаракишин, С. Ф. Шепелев</i>	

К вопросу о цене плутония в двухкомпонентной ЯЭС .....	12
<i>В. М. Декусар, О. С. Гурская</i>	

Обеспечение реакторов грядущего поколения ядерными данными .....	14
<i>О. Н. Андрианова, Г. М. Жердев, Т. С. Кислицына, М. Н. Николаев</i>	

Исследование возможности замыкания топливного цикла для реактора ВВЭР-1000 .....	17
<i>В. В. Семишин, О. Ю. Кавун</i>	

Уточнения нейтронно-физической модели реактора СМ-3 для расчётов с использованием имитатора IMCOR_SM.....	17
<i>Н. Ю. Марихин, М. Ф. Валишин</i>	

Особенности активных зон перспективных быстрых реакторов .....	18
<i>Д. А. Клинов, А. В. Гулевич, В. А. Елисеев, И. В. Малышева, И. В. Бурьевский</i>	

Расчёт доминантного отношения для активной зоны реактора типа БН.....	21
<i>А. В. Гулевич, В. П. Долгих, В. А. Елисеев, О. О. Перегудова, Е. В. Рожихин, М. Ю. Семенов, В. Ю. Стогов, И. В. Тормышев</i>	

К вопросу об экспорте быстрых реакторов в условиях международного режима ядерного нераспространения .....	22
<i>А. В. Гулевич, В. М. Декусар, А. Н. Чебесков, В. П. Кучинов, Н. П. Волошин</i>	

Возможность «облагораживания» плутония в БН-800.....	23
<i>И. В. Бурьевский, А. В. Гулевич, В. М. Декусар, В. П. Долгих, В. А. Елисеев, Д. А. Клинов, В. А. Мишин, И. В. Тормышев, В. И. Усанов</i>	

## **Секция 2. Анализ интегральных и реакторных экспериментов, базы данных, бенчмарк-модели**

Моделирование экспериментов на установке ASPIS с использованием метода Монте-Карло .....	25
<i>А. В. Салаяев, С. Г. Усынина, С. В. Бронников</i>	
О постановке прецизионных ядерно-физических экспериментов для верификации кодов, используемых в расчетах жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актиноидов .....	26
<i>С. А. Андреев, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, В. И. Литвин, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Ю. А. Соколов, М. А. Трапезников, Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов</i>	
Расчетный анализ бенчмарк-экспериментов с быстрым спектром нейтронов и моделей РБН с натриевым и свинцовым теплоносителем с использованием различных библиотек оцененных нейтронных данных .....	27
<i>О. Н. Андрианова, Ю. Е. Головки, Г. М. Жердев, Г. Б. Ломаков, Е. С. Теплухина</i>	
Тестирование программы КИР на критических экспериментах с растворным топливом .....	28
<i>Е. А. Гомин, В. Д. Давиденко, Р. В. Широков</i>	
Подготовка бенчмарк-описаний стационарных и нестационарных экспериментов на критическом стенде АСТРА .....	30
<i>Ю. Н. Волков, А. Е. Кругликов, Е. О. Солдатов, М. Н. Зизин, В. Ф. Бояринов, В. А. Невиница, П. А. Фомиченко, А. А. Бобров</i>	
Некоторые задачи в расчётном сопровождении реактора БН 600 (Анализ запаса реактивности в 76 микрокампании) .....	31
<i>О. С. Гурская, Л. В. Коробейникова, В. Ю. Стогов, В. А. Мишин</i>	

## **Секция 3. Молодежная секция (докладчик и не менее 50 % соавторов в возрасте до 35 лет)**

Верификация кода КОРСАР/ГП для расчета с функцией изменения постоянных времени при моделировании ксеноновых переходных процессов на РУ ВВЭР .....	33
<i>А. Л. Николаев, М. А. Увакин</i>	
Анализ ядерной безопасности при обращении с отработавшим топливом реактора МИР .....	34
<i>Е. С. Фрааз, А. П. Малков, А. В. Акимов</i>	
Проведение сравнительных расчетов изменения нуклидного состава ядерного топлива при выгорании .....	36
<i>В. А. Лось, А. В. Курындин, А. М. Киркин, С. В. Синегрибов, С. В. Маковский</i>	
Учет неопределенностей в исходных данных при проведении расчетов эффективного коэффициента размножения активной зоны исследовательской ядерной установки .....	37
<i>И. Г. Новаков, А. В. Курындин, А. М. Киркин, С. В. Маковский</i>	
Распараллеливание расчётного кода ODETTA для решения задач переноса нейтронов и гамма-квантов .....	38
<i>А. В. Шошина, В. И. Белоусов</i>	

Прецизионные расчеты экспериментов по прохождению нейтронов через слой стального отражателя на сборках БФС-66, -64, -80-2 для пополнения верификационной базы обоснования реакторных установок со свинцовым теплоносителем .....	38
<i>О. Н. Андрианова, Ж. В. Боровская, Г. М. Жердев, А. П. Жирнов, Е. С. Теплухина</i>	
Расчёт по программам MCU-PD и ТВС-М показаний детекторов прямой зарядки.....	40
<i>А. С. Бикеев, А. Ю. Курченков, Д. А. Шкаровский, В. В. Шкитырь</i>	
Система кодов для физического проектирования реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем .....	42
<i>А. В. Баловнев, А. П. Жирнов, А. Н. Иванюта, Е. О. Солдатов</i>	
Оценка радиационной безопасности транспортного контейнера при перевозке отработавшего нитридного уран-плутониевого топлива БН-600 с использованием программы MCU-FR.....	43
<i>А. А. Белов, А. С. Бикеев, Ю. С. Дайченко, Д. А. Шкаровский</i>	
Валидация нейтронно-физической и теплогидравлической расчётных моделей облучательного ампульного устройства на результатах реакторных испытаний в ИЯР ИР-8.....	45
<i>А. Е. Кругликов, В. А. Насонов, Ю. Е. Песня, В. В. Трофимчук</i>	
Подготовка и верификация в пакете ГРУКОН библиотек групповых констант комплекса САПФИР из файлов оцененных данных.....	46
<i>А. С. Листов, В. Д. Жуков, В. В. Синица</i>	
Оценка системных характеристик реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя для различных топливных циклов .....	47
<i>А. С. Латин, А. С. Бобряшов, В. Ю. Бландинский, Е. А. Бобров</i>	
Переработка перспективных видов ядерного топлива .....	48
<i>Е. А. Камаева, А. С. Кудинов, М. С. Агафонова-Мороз, Н. В. Ковалёв, А. А. Мурзин, Н. В. Рябкова</i>	
Верификация Sn-моделирования программы FRIGATE на специальных тестовых задачах .....	49
<i>А. С. Залесова, А. А. Николаев</i>	
Обоснование технических решений реакторного контура установок БРС-ГПГ малой и средней мощности с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.....	50
<i>А. В. Безносков, Т. А. Бокова, П. А. Боков, А. Р. Маров, А. В. Львов, Н. С. Волков</i>	
Валидация группового физического модуля в программе расчета нейтронной кинетики КИР2 на основе бенчмарк-теста C5G7 .....	51
<i>И. И. Дьячков, М. В. Иоаннисян</i>	
Предварительный дизайн управляющих стержней в жидкосолевом реакторе SD-TMSR.....	52
<i>Е. В. Богданова, А. Д. Смирнов, Г. В. Тихомиров, О. Ашраф</i>	
Применение неаналогового моделирования Монте-Карло в задачах расчета защиты быстрых реакторов .....	53
<i>Е. В. Богданова, Г. В. Тихомиров, И. Р. Суслов, Ю. С. Хомяков</i>	

Программа DECAR для моделирования переноса нестабильных нуклидов по помещениям и расчета эффективных доз облучения.....	54
<i>О. В. Давиденко, С. В. Цибульский</i>	
Расчёт коэффициентов чувствительностей экспериментов по облучению топлива в быстрых реакторах .....	56
<i>Г. Н. Мантуров, М. Н. Слюняев, К. В. Тыклева, Ю. С. Хомяков</i>	
Расчёт биологической защиты транспортного контейнера для облучённого графитового замедлителя ядерных реакторов типа РБМК-1000 .....	56
<i>Н. М. Сидоров, А. В. Ившин, Е. Д. Федорович</i>	

#### **Секция 4. Ядерная и радиационная безопасность объектов атомной отрасли**

Расчетное моделирование дожигания ТВС энергоблоков № 1 и № 2 Ленинградской АЭС после вывода из эксплуатации .....	58
<i>Ю. В. Алимов, Н. М. Галева, А. П. Жирнов, П. Б. Кузнецов, И. М. Рождественский</i>	
Перевод реакторов РБМК-1000 на регенерированное топливо с повышенным содержанием четных изотопов урана .....	59
<i>Ю. В. Алимов, Н. М. Галева, В. К. Давыдов, А. П. Жирнов, П. Б. Кузнецов, И. М. Рождественский</i>	
Разработка и апробация полномасштабной математической модели транспортного контейнера для анализа радиационной безопасности методом Монте-Карло при перевозке топлива ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 .....	59
<i>А. С. Бикеев, Ю. С. Дайченкова, М. А. Калугин, Д. С. Олейник, Д. А. Шкаровский</i>	
Альтернативный подход к установлению допустимого выброса газоаэрозольной смеси .....	62
<i>А.-Н. В. Вуколова, А. А. Русинкевич, А. П. Долгих</i>	
Программа «Ядерный калькулятор ЭПП-6» для инженерных расчётов радиационных характеристик ОТВС Билибинской АЭС .....	64
<i>Г. М. Жердев, А. П. Суворов</i>	
Оценка стоимости захоронения кондиционированного разными способами натрия первого контура быстрых реакторов.....	66
<i>В. П. Долгих, С. В. Забродская, Э. П. Попов, В. Б. Смыков</i>	

#### **Секция 5. Нейтронная кинетика и нестационарные процессы**

Анализ результатов применения динамического метода для расчетного обоснования безопасности испытаний маневренных режимов на РУ ВВЭР .....	67
<i>М. А. Увакин, А. Л. Николаев, И. В. Махин, Е. В. Сотсков</i>	
Решение сопряженной задачи для нестационарного уравнения переноса без учета столкновений и переходная вероятность марковского процесса .....	68
<i>А. И. Попыкин</i>	
Сравнение результатов расчетного моделирования измерений эффективности аварийной защиты и измерений, проведенных на этапе физических пусков энергоблоков № 1, 2 Нововоронежской АЭС-2 и энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2 .....	71
<i>В. И. Куликов, Н. М. Жылмаганбетов, А. И. Попыкин, А. А. Смирнова, Л. В. Кряквин, В. А. Питилимов, О. С. Седов, В. А. Терешонок, Р. А. Сизов</i>	

Результаты моделирования выхода РУ БН-800 на МКУ по завершении 5 МКК .....	75
<i>Е. Ф. Селезнев, А. А. Белов, Ю. Ю. Дробышев, А. А. Иванов, С. Ю. Митрофанов, А. С. Кузьмин</i>	
Некоторые особенности расчета нестационарного поведения реактора .....	76
<i>Е. Ф. Селезнев</i>	
Расчет нестационарных трехмерных нейтронно-физических тестов международного бенчмарка C5G7-TD по программе SUHAM-3D-TD .....	76
<i>В. Ф. Бояринов</i>	
О моделировании начального источника мгновенных нейтронов для решения нестационарных задач методом Монте-Карло .....	77
<i>М. В. Иоаннисян, Е. А. Гомин, В. Д. Давиденко, И. И. Дьячков</i>	
<b>Секция 6. Численные методы, алгоритмы и программы нейтронно-физических расчетов</b>	
Метод поверхностных гармоник для нейтронно-физического расчета трехмерного гетерогенного реактора с несимметричными ячейками .....	79
<i>А. В. Ельшин, П. В. Агалина</i>	
Устойчивый алгоритм расчета одnogруппового коэффициента диффузии в многозонной цилиндрической ячейке методом поверхностных псевдо-источников .....	82
<i>Н. В. Султанов</i>	
Многомерный анализ данных на основе результатов расчетов ядерной трансмутации в циркониевых сплавах .....	83
<i>А. Р. Белозерова, С. В. Белозеров, В. К. Шамардин</i>	
Радуга ТВ — код нового поколения для решения уравнения переноса .....	84
<i>Л. П. Басс, О. В. Николаева, С. А. Гайфулин, В. Д. Давиденко, А. Н. Хмылев, А. А. Данилов</i>	
Программа FRIGATE комплексного сценарийного расчета реактора и защиты в групповом приближении: предпосылки создания, структура организации, функциональное назначение .....	84
<i>А. А. Николаев</i>	
Расчет плотности потока тепловых нейтронов в радиационной защите по программе FRIGATE с применением метода субмоделирования .....	86
<i>А. Н. Скобелев, А. А. Николаев</i>	
Результаты моделирования тестовой задачи “BenchmarkRostov 2” с использованием комплекса программ САПФИР_95&RC_ВВЭР .....	87
<i>В. Г. Артемов, Л. М. Артемова, В. Г. Коротаев, А. Н. Кузнецов</i>	
КВА метод распараллеливания вычислений при решении уравнения переноса нейтронов на неструктурированных сетках .....	88
<i>О. В. Николаева, С. А. Гайфулин, Л. П. Басс</i>	
Расчёт эффектов реактивности и их погрешностей в системе СКАЛА-РОКОКО .....	89
<i>Г. М. Жердев, Е. С. Теплухина</i>	
CROSSER — программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов .....	90
<i>В. Н. Кошечев, И. В. Тормышев, В. А. Мишин, А. А. Перегудов, К. Ф. Раскач, М. Ю. Семенов, А. А. Якунин</i>	

## **Секция 7. Константы для нейтронно-физических расчетов**

Эксперименты по исследованию температурного эффекта реактивности в плутониевых размножающих системах без отражателя .....	94
<i>А. А. Вайвод, С. С. Бесов, А. А. Юдов, С. А. Андреев</i>	
Измерения прохождения нейтронов с энергией 14 МэВ через слои гидридов лития методом времени пролета .....	95
<i>В. В. Намаконов, С. А. Андреев, Д. М. Габбасов, А. Р. Мосеева, Д. И. Сергина</i>	
Эксперименты по исследованию прохождения нейтронов через слои гидрида лития-7 в урановой размножающей системе с применением метода нейтронно-активационного анализа .....	95
<i>А. А. Вайвод, А. А. Юдов, С. С. Бесов, В. И. Литвин, С. А. Андреев</i>	
Современное состояние пакета программ GRUCON для переработки оцененных ядерных данных .....	96
<i>В. В. Синица</i>	
О стабильности нейтронного вещества и возможности его получения. Проблема «нулевых элементов» в работах Д. И. Менделеева .....	99
<i>Г. Б. Рязанцев, И. Н. Бекман, И. М. Бунцева</i>	
Использование прямых интегральных тестов со стандартизованным спектром для тестирования сечения захвата осколков деления .....	100
<i>В. Н. Коцеев, Е. В. Рожихин, А. А. Якунин</i>	

Подписано к печати 14.11.2019

Усл. п. л. 6,2. Уч.-изд. л. 6,0. Тираж 150 экз. Заказ № 353.

---

Отпечатано в ОПиНТИ ГНЦ РФ–ФЭИ.

249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

ГНЦ РФ — Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского.